

様々な核種の生成や崩壊を考慮した
福島第一原子力発電所内部の放射能インベントリ解析
Radioactivity inventory analysis in the Fukushima Daiichi NPP
considering generation and decay of various nuclides

石井 亮憲

原子炉工学研究室

北海道大学大学院工学院
エネルギー環境システム専攻

目次

1	序論	1
1.1	背景	1
1.2	本研究の目的	2
2	CBZ による過酷事故解析の方法	3
2.1	移行経路設定の重要性	3
2.2	CBZ 内での核種の崩壊と移行の計算方法	3
2.3	自発核分裂と自発核分裂由来の中性子による核分裂連鎖反応の影響評価	4
3	福島第一原子力発電所 1 号機の解析モデルの検討	6
3.1	福島第一原子力発電所 1 号機の概要	6
3.2	地震発生前から津波襲来までの 1 号機の運転状況	6
3.3	津波により 1 号機に生じた事象	6
3.3.1	福島第一原子力発電所全体で見た場合の津波被害の概要	6
3.3.2	1 号機への津波の影響	7
3.3.3	津波による各種機器の破損状況	8
3.4	冷却機能喪失後の 1 号機内部の状態	8
3.4.1	原子炉の冷却作業など	8
3.4.2	水素爆発の発生	9
3.4.3	水素爆発発生後の原子炉の冷却作業と燃料デブリの長期保管	9
3.5	Phébus 原子炉での過酷事故実験	10
3.5.1	Phébus 過酷事故実験の概要と目的	10
3.5.2	FPT3 実験	12
3.6	解析モデル設定のまとめ	15
4	福島第一原子力発電所 1 号機の放射能インベントリ解析	17
4.1	事故後 2000 日間・3 領域での解析	17
4.1.1	解析モデルの概要	17
4.1.2	解析条件	17
4.1.3	解析結果	19
4.2	事故後 140 時間・7 領域での解析	22
4.2.1	解析モデルの概要	22
4.2.2	解析条件	22
4.2.3	解析結果	25
4.3	事故発生から現時点まで一連の事故進展を想定した場合の解析結果	29
4.3.1	解析モデルの概要	29
4.3.2	解析条件	29
4.3.3	解析結果	34
5	結論	43
6	参考文献	44
7	謝辞	45

付録

A	140 時間短期解析並びに総合解析の移行半減期設定コンセプト	46
A.1	短期解析の移行半減期の設定コンセプト	46
A.2	総合解析の移行半減期の設定コンセプト	46
B	本研究における移行半減期 (移行係数) の計算方法	47
C	中性子増倍係数の変化によるデブリの臨界管理	48
D	デブリ等を遮蔽する際に安全な遮蔽厚さがどの程度になるかの検討	49
E	本文に掲載しなかった図表	51

1 序論

1.1 背景

平成 23 年 (2011 年)3 月 11 日に発生した東日本大震災によって、福島第一原子力発電所では 1~6 号機の各号機が被災した。これらのうち、特に 1~4 号機は、その後の津波の襲来により冷却機能が失われた。これによって炉心内部の核燃料が高温化し炉心溶融が発生した。この溶融燃料によって制御棒案内管や圧力容器などの構造材や、コンクリートなどが破壊され、燃料デブリ (以下、デブリ) が生成された。その後、消防隊などが行った注水作業や、循環水を用いた冷却作業が行われたことにより、現在デブリは冠水した状態で原子炉内に保管されている。またこの事故を受けて、福島第一原子力発電所では全号機の廃炉が決定している。

今後廃炉作業を行う上では、原子炉内部のデブリなどを取り出してから解体する必要がある。しかしながら、デブリ中には通常の核燃料に加え、前述の原子炉構造材なども多数含まれている。そのため廃炉作業を安全に進めていくために、デブリ中にどの程度放射性物質が含まれているのかを評価する必要がある。また、今回のように過酷事故を起こした発電所の場合、通常では放射性物質が存在しない場所にも、事故によって放射性物質が漏洩している。このような状況の下、廃炉作業を行う作業員の被曝防止は極めて重要である。そこで、原子炉を含めた発電所のすべての領域に、どの程度の放射性物質があり、放射能がどのくらいであるのかということをおあらかじめ把握する必要がある。更に、廃炉作業で生じた放射性廃棄物を適切に処分するために、どのような遮蔽材料を用いるべきかの選定や、十分に遮蔽するために必要となる厚さの定量的な評価も重要である。本研究では、解析対象として扱った福島第一原子力発電所 1 号機について、それぞれの核種の崩壊に加えて、一部の核種によって生じる自発核分裂による生成や、自発核分裂によって生じた中性子による核分裂連鎖反応による生成などを考慮することも重要であると考えた。本解析で考慮する必要があると考えた、一連の現象について以下の図 1.1.1 にまとめた。

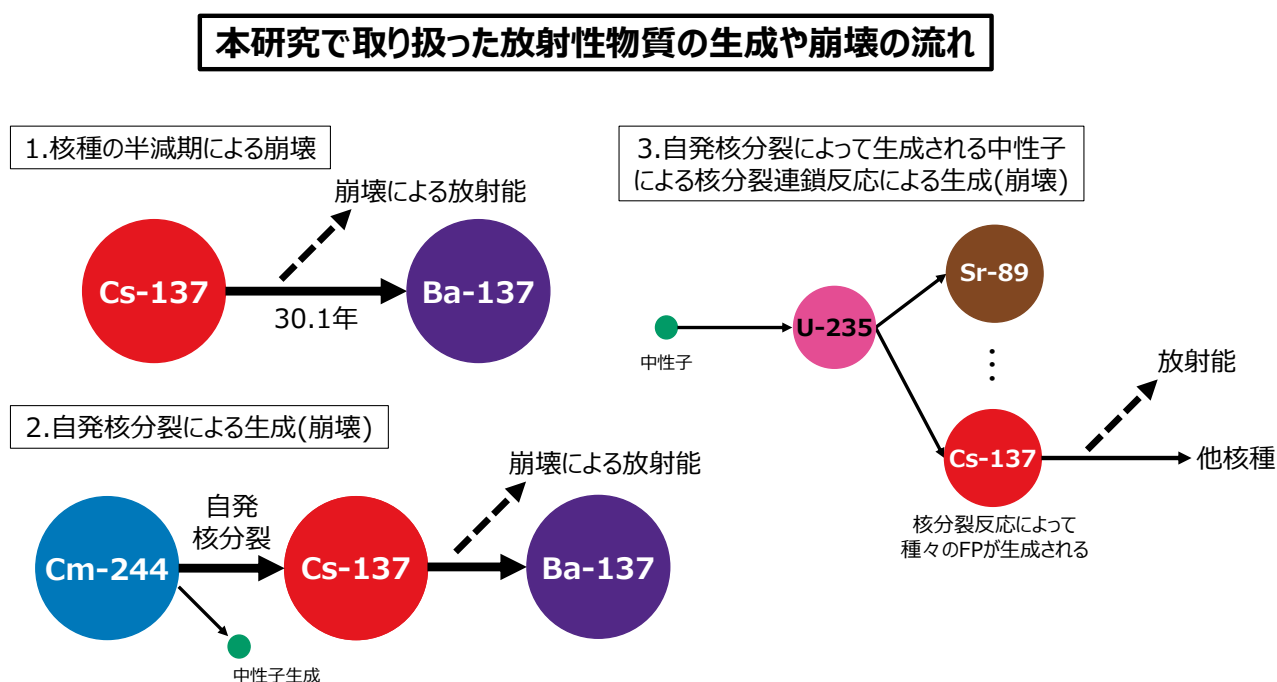


図 1.1.1: 本研究で取り扱った放射性物質の生成や崩壊の一覧

現在では、福島第一原子力発電所内部の放射能インベントリ解析 (以下、インベントリ解析) については SAMPSON や MAAP といった過酷事故解析コードを用いて進められている。このような過酷事故解析コードでは、発電所内部の領域分けなどを詳細に設定することが出来ることや、放射性物質の移動についても様々な条件の設定が可能であるため、より高精度なインベントリ解析が行える。しかしながら、本研究では CBZ コードシステム (以下、CBZ) を改良したコード (以下、改良コード) を使用した。この改良コードは、各領域間での放射性物質の移動を簡易的に設定しているものの、1400 程度の様々な核種の生成や崩壊を用いて解析が行える。また、本研究でも取り扱ったが、自発核分裂による短半減期の放射性物質の生成の影響評価なども行えるため、目的に応じて様々なインベントリ解析が行える。ここで、一般的な過酷事故解析コードと本研究で使用した改良コードについての差異を以下の表 1.1.1 に示す。

表 1.1.1: 一般的な過酷事故解析コードと本研究で使用した改良コードの比較

	一般的な 過酷事故解析コード	本研究で使用した 改良コード
詳細な領域設定	○	△
自発核分裂の評価	×	○
遮蔽時の漏洩線量計算	×	○
解析可能な核種	主要 FP など	短半減期核種など 1400 核種程度

インベントリ解析を進める上で重要となるのが、地震発生や津波の襲来などの様々な災害や事故進展がある中で、燃料破損などがどのように進展したのかを正確に設定し評価を行うことである。上記事故進展については、東京電力や日本原子力学会が事故後に作成した事故調査報告書、放射性物質の移行については、フランスでかつて行われた過酷事故実験結果などがあることから、このような資料や実験結果を活用することによって、より信頼性の高いインベントリ解析が行えると考えられる。

1.2 本研究の目的

まず、本研究の大きな目的は、「福島第一原子力発電所内部の放射能インベントリの定量的な評価」である。このインベントリ解析では、これまで述べてきたように放射性物質の移行データが必要となる。更に、実際の事故状況を正確に模擬することも重要である。そこで本研究では以下の 1~4 までの各種文献やデータを活用して解析を行う。ここで 4 点目の例としては、事故後に大気中に放出された Cs-137 の拡散状況などや ALPS の稼働実績などが挙げられる。

1. 東京電力や日本原子力学会が提示している事故調査報告書
2. 諸外国で実施された過酷事故実験結果
3. 他の過酷事故解析コードでの解析結果
4. そのほか、事故後に報告されているデータ

なお本研究では更に、CBZ コードシステムを用いて自発核分裂による生成や、自発核分裂によって発生した中性子 (以下、自発核分裂由来の中性子) による未臨界核分裂連鎖反応の影響なども評価する。

2 CBZによる過酷事故解析の方法

2.1 移行経路設定の重要性

インベントリ解析を行う上で特に重要なことは、放射性物質の移行がどのような経路で進むのかや、どの程度の分量がどの程度の時間で移行するかなどを適切に設定することである。その一例として、本研究で用いた放射性物質の漏洩（以下、移行）の経路の一例を図2.1.1に示す。本研究ではこれらの各領域間の移行については、いままでに報告されている事故調査結果並びに過酷事故実験結果などを活用する。

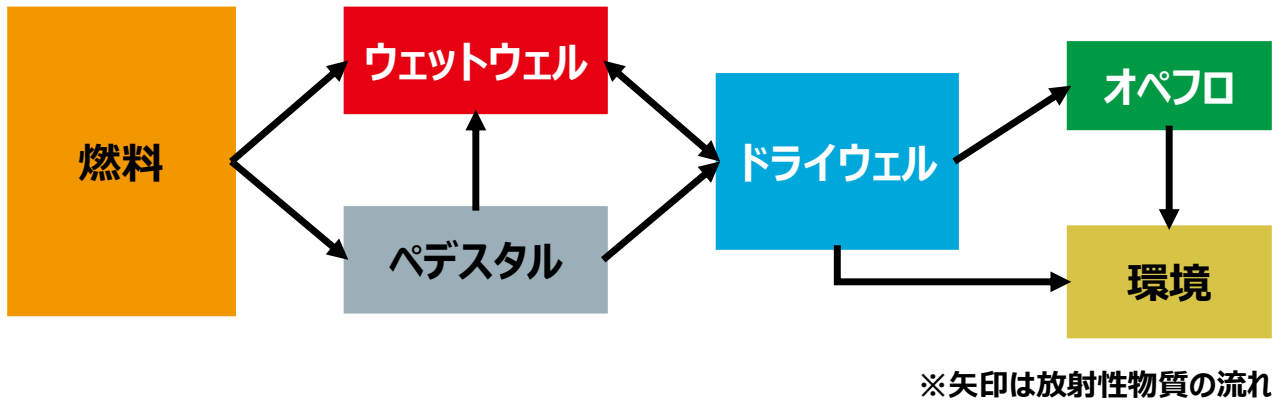


図 2.1.1: 放射性物質の移行経路の一例

2.2 CBZ 内での核種の崩壊と移行の計算方法

CBZ は、本研究室でこれまで炉物理解析に使用されてきたコードである。本研究では、このCBZの機能を活用し、炉内中の領域分け（例えばウェットウェルや燃料など）や、それぞれの領域間での放射性物質の移行条件を設定し、インベントリ解析を行えるように改良した。

本研究で使用する改良コードでは以下の数式(2.2.1)のように、ある時刻 t 、ある領域 j におけるそれぞれの原子核 i のインベントリの従う微分方程式を考える。これは例えば、事故から2日後(t が対応)に、汚染水中(j が対応)のCs-137(i が対応)のインベントリなどを意味することになる。ここで(2.2.1)式について、 V は体積、 λ は核種の崩壊定数、 N は数密度を意味する。また、右辺第三項は「ある核種 i' が崩壊したことによる核種 i の生成」を意味する。また、 $P_{i' \rightarrow i}$ は核種 i' が崩壊したときに核種 i になる確率である。

$$V_j \frac{dN_{i,j}(t)}{dt} = -\lambda_i N_{i,j}(t) V_j - \sum_j C_{i,j \rightarrow j'} N_{i,j}(t) V_j + \sum_{i'} N_{i',j}(t) V_j P_{i' \rightarrow i} + \sum_{j'} C_{i,j' \rightarrow j} N_{i,j'}(t) V_{j'} \quad (2.2.1)$$

(2.2.1) 式について、特に重要であるのが右辺第二項と第四項である。第二項は「核種 i が、領域 j から領域 j' に移行することによる減少」を、第四項は「核種 i が領域 j' から領域 j に移行してきたことによる増加」を意味する。本研究で特に重要となるのが、この第二項と第四項にある移行係数 C である。ここで、 C について $\ln 2/C = 0.693/C$ は移行の半減期（以下、移行半減期）に対応する。本研究ではこの移行係数を、これまで各種実験や事故報告などで得られた知見を基にして設定し評価する。

ここで核種数 I ，解析する領域の数が J 個であると仮定すると，それぞれの積の $I \times J$ 個の数式が必要になる．CBZ では (2.2.1) 式を計算機上で高速に演算を行えるようにするため，行列指数を用いて解析する．まず，全ての領域について以下の (2.2.2) 式のように $\mathbf{A}$ 行列を作成する．対角成分 $\mathbf{A}_{11}, \mathbf{A}_{22}, \dots$ は各領域での核種の崩壊に対応する項，非対角成分は領域間の移行に対応する項として，それぞれ定義する．

$$\mathbf{A} = \begin{pmatrix} \mathbf{A}_{11} & \mathbf{C}_{12} & \dots & \mathbf{C}_{1n} \\ \mathbf{C}_{21} & \mathbf{A}_{22} & \dots & \mathbf{C}_{2n} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \mathbf{C}_{m1} & \mathbf{C}_{m2} & \dots & \mathbf{A}_{mn} \end{pmatrix} \quad (2.2.2)$$

この $\mathbf{A}$ 行列を用いて，全核種の数密度を $\mathbf{N}$ としてまとめると (2.2.1) 式は

$$\frac{d\mathbf{N}(t)}{dt} = \mathbf{A}\mathbf{N}(t) \quad (2.2.3)$$

とまとめられる．従って初期の数密度を $\mathbf{N}(0)$ とすると

$$\mathbf{N}(t) = e^{\mathbf{A}t} \mathbf{N}(0) \quad (2.2.4)$$

となる．ここで， $e^{\mathbf{A}t}$ は行列指数である．CBZ では，この行列指数を用いることによって，数密度を高精度で計算出来る [1]．更に (2.2.4) 式の $\mathbf{N}(t)$ は，任意の時刻においてそれぞれの領域での数密度を表すことから，これを活用し放射能や線量を計算出来る．

2.3 自発核分裂と自発核分裂由来の中性子による核分裂連鎖反応の影響評価

自発核分裂等によって定常的に生成される，I-131 のような短半減期核分裂生成物 (以下，短半減期 FP) の影響を評価することも，廃炉作業をより安全に進めるためには重要である．

本研究では，前項で述べた核種の崩壊や移行による計算に加えて，自発核分裂による生成や，自発核分裂由来の中性子による未臨界核分裂連鎖反応の影響についても評価が行えるように CBZ を改良している．

ここで，自発核分裂性核種の自発核分裂による核種の生成は，自発核分裂性核種の崩壊定数，数密度，自発核分裂を起こす確率，核分裂収率をそれぞれ λ, N, P, Y とするとそれらの積である $\lambda N P Y$ によって与えられる．

次に，自発核分裂由来の中性子による未臨界核分裂連鎖反応による生成を考える．連鎖反応が発生している系の中性子増倍係数を k_{eff} とする．未臨界状態での核分裂連鎖反応によって，

$$k_{\text{eff}} + k_{\text{eff}}^2 + k_{\text{eff}}^3 + \dots = \frac{k_{\text{eff}}}{1 - k_{\text{eff}}} \quad (2.3.1)$$

の中性子が新たに発生する．そこで，核分裂反応あたりに発生する平均中性子数を ν とすると，自発核分裂によって発生した 1 個の中性子によって以下の (2.3.2) 式の通りの回数だけ核分裂反応が発生する．

$$\frac{k_{\text{eff}}}{\nu(1 - k_{\text{eff}})} \quad (2.3.2)$$

(2.3.2) では，1 個の中性子によって生じる核分裂反応を考えたが，実際には一度の自発核分裂によって複数個の中性子が生成される．そこで，その平均中性子数を ν_{SF} とすると

$$\frac{k_{\text{eff}}}{(1 - k_{\text{eff}})} \times \frac{\nu_{\text{SF}}}{\nu} \quad (2.3.3)$$

と与えられる．従って，一度の自発核分裂で発生する中性子による未臨界核分裂連鎖反応によって (2.3.3) 式の通りだけ核分裂反応が生じる．つまり，自発核分裂由来の中性子の未臨界核分裂連鎖反応による核種の生成は，自発核分裂性核種の崩壊定数，数密度，核分裂収率ならびに自発核分裂を起こす確率と (2.3.3) を用いて

$$\lambda_{NYP} \frac{k_{\text{eff}}}{(1 - k_{\text{eff}})} \times \frac{\nu_{\text{SF}}}{\nu} \quad (2.3.4)$$

と表せる．なお本計算では，核分裂反応がすべて U-235 の熱中性子領域で発生すると仮定した．従って，本研究で用いた ν の値は 2.5 となる．本改良コードでは， k_{eff} を任意に変更することが可能であるため，未臨界核分裂連鎖反応がどの程度発生しているのかも想定しインベントリ解析が可能である．なお本研究では，自発核分裂を起こす核種として，Cm-242 と Cm-244 を仮定し，自発核分裂に関連する崩壊や核分裂収率などのデータは JEFF-3.1.1 の評価データを利用した．

3 福島第一原子力発電所1号機の解析モデルの検討

3.1 福島第一原子力発電所1号機の概要

福島第一原子力発電所は、福島県双葉郡大熊町ならびに双葉町にまたがった位置に建設されている。同発電所では1号機から6号機までの、沸騰水型原子炉6基が運転されていた。本研究で解析対象としている1号機は、出力46万kWの原子炉であり、昭和46年(1971年)3月に運転を開始した。また、原子炉の型式ならびに格納容器の形状はそれぞれ、BWR3、マークI型(フラスコ型)であった。この1号機と同じ構造を持つ原子炉としては、中国電力島根原子力発電所1号機や、日本原子力発電敦賀原子力発電所1号機などが挙げられる[8]。序論でも触れたように、福島第一原子力発電所1号機は、地震発生後に襲来した津波により外部電源などを喪失したことなどによって、炉内の燃料が高温化・溶融し過酷事故を引き起こしたため、現在では廃炉が決定し、作業が進められている。

3.2 地震発生前から津波襲来までの1号機の運転状況

地震発生直前の福島第一原子力発電所1号機は定格出力で運転されていた。またそれ以外の各原子炉について、2号機と3号機が同様に定格出力で運転されており、4号機から6号機までは定期点検中であった[2]。

平成23年3月11日午後2時46分に発生した地震により、1号機ではスクラム動作を行い、47分には制御棒がすべて挿入された。その一方で、地震の影響によって発電所内に設置されていた碍子などの送電設備が損傷したため、外部電源を喪失したことから、同時刻に非常用ディーゼル発電機が自動的に起動し原子炉の停止措置が採られた。この外部電源喪失から、非常用ディーゼル発電機起動までの期間では非常用母線の電源が一時的に失われたことによる原子炉保護系の電源喪失によって、主蒸気隔離弁が自動的に閉じられた。

午後2時52分には、非常用復水器が原子炉内の圧力が増加したことから自動起動した。この非常用復水器の起動により、原子炉内の蒸気が冷却され原子炉圧力が低下した。しかしながら、原子炉圧力の低下が早く、原子炉を安全に冷却することが困難であったことから、起動10分後には再び非常用復水器の運転を取りやめている。この後午後3時30分過ぎまでは、原子炉の圧力などを測定しながら、非常用復水器の手動運転を行っていた。

更に津波襲来までの間に測定されていた、格納容器圧力などの結果を踏まえると、地震発生以降津波襲来までの間、配管の破断並びに、原子炉冷却水や蒸気の異常な漏洩などは見受けられず、原子炉の緊急停止は正常に行われていた[2]。

3.3 津波により1号機に生じた事象

3.3.1 福島第一原子力発電所全体で見た場合の津波被害の概要

3月11日午後3時27分と35分に、震災によって生じた津波が原子力発電所を襲った。また、この津波の浸水高は1号機では、O.P.(Osaka Peil:大阪湾最低潮位)約+11.5mから約15.5m程度、浸水深では約1.5mから5.5m程度であったとされており、特に福島第一原子力発電所においてはほぼ全域が冠水したことになる[2]。更にこの津波の高さについて、平成14年に東京電力においても津波の対策を講じていたものの、今回の津波については対策で想定していたもの

を上回るような規模のものであった。福島第一原子力発電所全体で見た場合の、津波の浸水高さなどについては表 3.3.1 の通りにまとめた。

表 3.3.1: 福島第一原子力発電所の津波浸水高，浸水深の評価結果

	1～4 号機側	5～6 号機側
敷地高 a	O.P. +10m	O.P. +13m
浸水高 b	O.P. 約+11.5～15.5m※ ₁	O.P. 約+13～14.5m
浸水深 $b - a$	約 1.5～5.5m	約 1.5m 以下
浸水域	海側より侵入し斜面を乗り越え各号機へと遡上し， 原子力発電所全体がほぼ全域にわたって浸水した [2]	

※₁，南西部の一部エリアでは局所的に O.P 約 16～17m(浸水深 6～7m 程度)[2]

※₂，津波再現計算による推定高さは検潮所（発電所より 1.5km 沖合地点）付近で 13m 程度 [2]
（平成 26 年に東京電力にて実施）

※₃，この他にも土木学会の調査によれば O.P.+5.4～6.1m の報告も存在する [2]

3.3.2 1 号機への津波の影響

1 号機の津波被害の概要

1 号機は主要建屋である原子炉建屋，タービン建屋，非常用ディーゼル発電機建屋，共用プール建屋に加えて，コントロール建屋，廃棄物処理建屋，サービス建屋，集中廃棄物処理建屋などのすべての建屋が津波の遡上によって冠水した。1 号機での浸水深は最大でおよそ 5.5m 程度であった。この津波による外壁や建屋内部の柱などへの大きな損傷は見受けられなかった一方で以下の図 3.3.1 のように，地上開口部に設置されている建屋への出入口や非常用ディーゼル発電機給気口などから津波が浸水した。なお，通常時であっても建屋内部の配管の溢水などによって主要な機器が損傷することを防止するため，水密扉や防水堰などが設置されていたが，今回のように津波が給気口などから浸水するようなケースは想定されていなかったため，建屋地下にも浸水が生じた。特に非常用ディーゼル発電機を格納するような，水密性の特に高い箇所であっても津波の浸水が発生した。

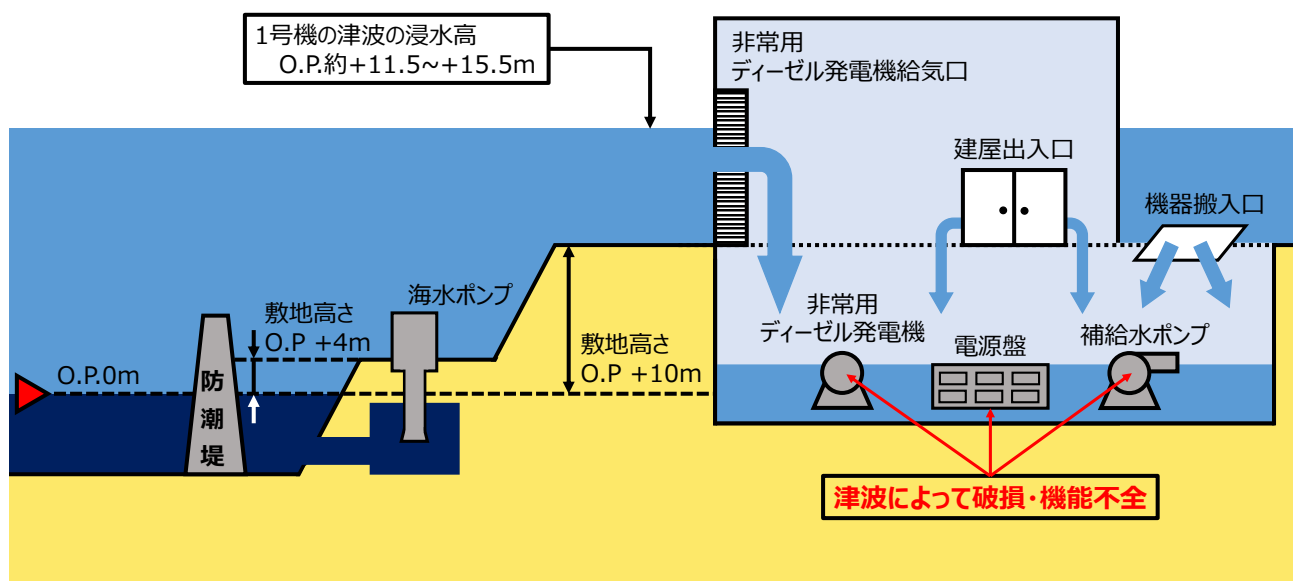


図 3.3.1: 福島第一原子力発電所 1 号機への津波の浸水経路

3.3.3 津波による各種機器の破損状況

非常用海水系ポンプ・ディーゼル発電機の故障

福島第一原子力発電所では各号機ともに海水を利用することで崩壊熱を除去する構造となっている。また、後述の非常用ディーゼル発電機も海水を利用し冷却を行う構造になっていた。

津波によって、非常用海水系ポンプはモータが冠水したため機能停止に陥った。また水冷式であった非常用ディーゼル発電機も津波の影響によって機能停止した。福島第一原子力発電所には2つの津波が襲来し、午後3時35分の第2波の襲来の直後である37分には非常用ディーゼル発電機の故障などによって非常用母線の電圧喪失が記録されている[7]。

電源設備などの故障・外部設備の被災状況

前述の非常用設備が破損していた時と同時に、津波の侵入によって建屋地下にあった非常用高圧電源盤なども冠水によって故障したため、1号機では全交流電源喪失事象が発生した。非常用ディーゼル発電機が機能停止した原因の一つとして、この高圧電源盤などの故障によって電力が供給できなくなったことが挙げられる。これらの事象も相まって、1号機では全交流電源喪失事象が発生した。また建屋外部においては、津波によって瓦礫や、それまで発電所内部で使用されていた車両などが漂着した。これは、事故収束作業時に障害物になるなどして、事故対応の遅延化・困難化の原因になった。

3.4 冷却機能喪失後の1号機内部の状態

3.4.1 原子炉の冷却作業など

午後3時37分の全交流電源喪失後、1号機中央制御室は消灯したため格納容器冷却系などが操作不能となった。また津波襲来前まで手動操作が行われていた非常用復水器についても、表示灯が消灯し弁の開閉状態の確認並びに開閉操作ができなくなった。更に、直流動作である高圧注水系についても操作不能な状態に陥った。この間に原子炉では給水が途絶えたこともあって、崩壊熱の影響によって水位が低下し続けていた。また外部においては電源車や、外部からの注水経路の確保などの復旧作業が続けられた。

翌3月12日午前4時頃から消防車によって淡水の注水作業が行われた。この注水は1号機のタービン建屋入口裏の送水口から行われた。一方で、この注水作業が開始された時点以前から、1号機のドライウェル圧力は高い状態が続いていた。事故後の報告によると、このドライウェル圧力の高圧状態は前11日午後11時頃から続いていたとのことである[2]。この点について、午後11時頃から続いていたドライウェル圧力の高圧化について、この午前4時の時点で、すでにドライウェルの設計圧力を超過していた。更にこの時点で建屋内部の線量が増加していたことなどを踏まえて、この時点ですでに炉心損傷が発生した可能性が高いと考えられる。この高圧状態打開のために早急に格納容器ベントを行う必要があったが、原子炉建屋内の線量の上昇ならびに停電中の暗闇での作業であったことから作業手順の確認などを繰り返していた。なお、このベント作業についてはその後3月12日午前10時頃より3回程度小規模なベント作業が行われ、午後2時頃から再度本格的にベントを開始し午後2時30分にはドライウェル圧力の低下を確認出来た。しかしながら、このベント作業によって放射性物質の放出が発生した。

3.4.2 水素爆発の発生

1号機では3月12日午後3時36分に、原子炉建屋上部で水素爆発が発生した。この水素爆発によって屋根及びオペレーティングフロアの外壁が破損し、この水素爆発直前から進められていた海水注入作業のためのホースや、ホウ酸水注入系の電源ケーブルなどの損傷も確認された。この水素爆発について、炉心損傷が始まるなど、燃料温度が上昇したことによって水-ジルコニウム反応による水素生成が行われたことによるものである。午後3時36分までの水素の発生量は890kg程度であると推定されている[2]。また、事故後に行われたW-SPEEDIの解析結果によると、水素爆発による外部環境への放射性物質の飛散について、Cs-137は初期インベントリに対して2.2%、I-131は1.8%と見積もられている[3]。

3.4.3 水素爆発発生後の原子炉の冷却作業と燃料デブリの長期保管

水素爆発後、3月12日午後7時4分には消防車によって海水注入が開始され原子炉の冷却が再び行われるようになった。また、事故後6月前後からはAREVA社製多核種除染装置の使用やALPSの運用開始によって、冷却水を循環利用して原子炉の冷温停止措置が進められた。現在、1号機ではデブリが水中で冷却された状態で保管されている。図3.4.1は、東京電力より公開されている事故後の汚染水の体積などが掲載されている図を加筆修正したものである。また、JAEAによって作成されたものについては、付録として図E.1に添付した。図3.4.1から事故後は汚染水処理系以外にもタービン建屋などにおいても、事故後注水時に漏洩した汚染水が大量に存在していることがわかる。これらタービン建屋内部の汚染水などについては、JAEAなどにおいて定期的にサンプリング調査が行われている。またこのタービン建屋内部の汚染水の中には、原子炉建屋下部から漏洩した汚染水がタービン建屋に移動したものも含まれている。従って、事故直後の過渡的な燃料の損傷進展や注水による放射性物質の移行を想定することに加えて、事故後長期間が経過した時点での放射性物質の移行についても解析・評価を行うことが重要であると考えられる。

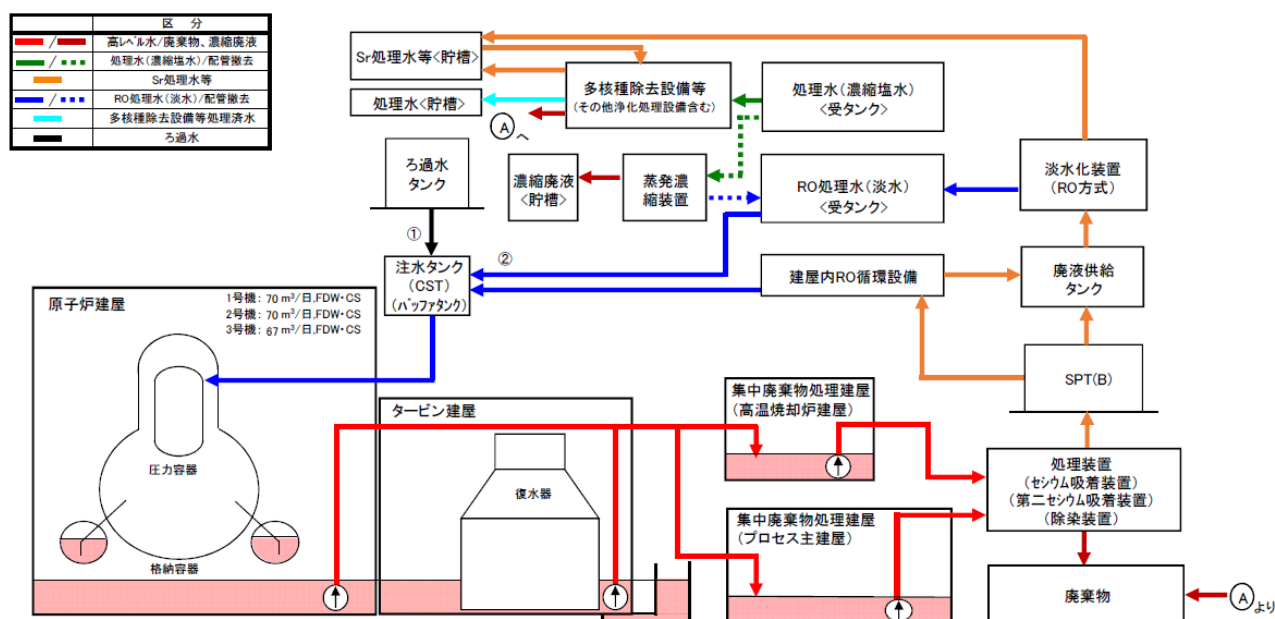


図 3.4.1: 汚染水の循環・除染経路 [14]※一部加筆修正

3.5 Phébus 原子炉での過酷事故実験

3.5.1 Phébus 過酷事故実験の概要と目的

福島第一原子力発電所の事故が発生する以前から、日本を含むいくつかの国々において過酷事故を模擬した実験が行われている [9]。本研究では、フランスで行われた Phébus 原子炉での実験結果を参考にした [3]。Phébus 原子炉では 1993 年から 2004 年までの間に 5 種類の実験が行われた。Phébus 原子炉は、PWR 体系の原子炉を模擬しているものの、特に FPT3 では BWR 用の制御棒材を使用している。従って本研究では、この FPT3 の実験結果は移行係数設定などに役立てることが出来ると考え活用した。本節では、Phébus 原子炉での過酷実験の概要ならびに、特に FPT3 の実験結果について述べる。まず、表 3.5.1 に Phébus 原子炉で行われた、FPT0 から FPT4 までの各実験の目的を、表 3.5.2 に Phébus 原子炉で行われた各実験の条件をまとめた。また、図 3.5.1 に Phébus 原子炉の基本的な構造の模式図を、図 3.5.2 に Phébus 原子炉の燃料集合体を示す。

表 3.5.1: Phébus 原子炉過酷事故実験における各実験の目的

実験名	目的
FPT0	・大規模破断 LOCA 上記雰囲気中での炉心溶融進展と FP 放出挙動の評価 ・FPT1 以降の実験が行えるかどうかの確認
FPT1	大規模破断 LOCA 発生時における、 照射済み燃料による炉心溶融進展と FP 放出挙動の評価
FPT2	水素が多い条件下での炉心溶融進展と FP 放出挙動の評価
FPT3	FPT2 と同じ条件下で、 BWR 用制御棒材を装荷した場合の炉心溶融進展・FP 放出挙動の評価
FPT4	UO ₂ – ZrO ₂ デブリからの低揮発性 FP とアクチニド核種の放出挙動の評価

表 3.5.2: Phébus 原子炉過酷事故実験における各実験の条件

実験名	実施日	燃料本数 (本)	制御棒 (本)	燃焼度 GWd/tU	雰囲気 (ガス)
FPT0	1993.12.2	20※ ₁	1※ ₅	0	105~110K 1.7bar
FPT1	1996.7.26	20(内 18 本は照射済 ※ ₂)	1※ ₅	23.4	107~111K 2.1~2.6bar
FPT2	2000.10.12	20(内 18 本は照射済 ※ ₃)	1※ ₅	32.2	108K 2.1~2.2bar
FPT3	2004.11.18	20(内 18 本は照射済 ※ ₄)	1※ ₆	24.5	110K 2.1bar
FPT4	1999.7.22	デブリベッド条件	-	38	-

※₁, 実験前に濃縮度 4.5% の新品燃料を 9 日間で 230MWd/t の照射をしてから実験

※₂, 実験前に 9 日間短寿命核種の生成を目的として燃料を照射をしてから実験

※₃, 実験前に短半減期 γ 線核種の生成を目的として、7 日間で 130MWd/t の照射をしてから実験

※₄, サンプ水の条件は、FPT0 と FPT1 は ph5(非蒸発), FPT2 と FPT3 は ph9(蒸発)

※₅, SiC を使用

※₆, B₄C を使用

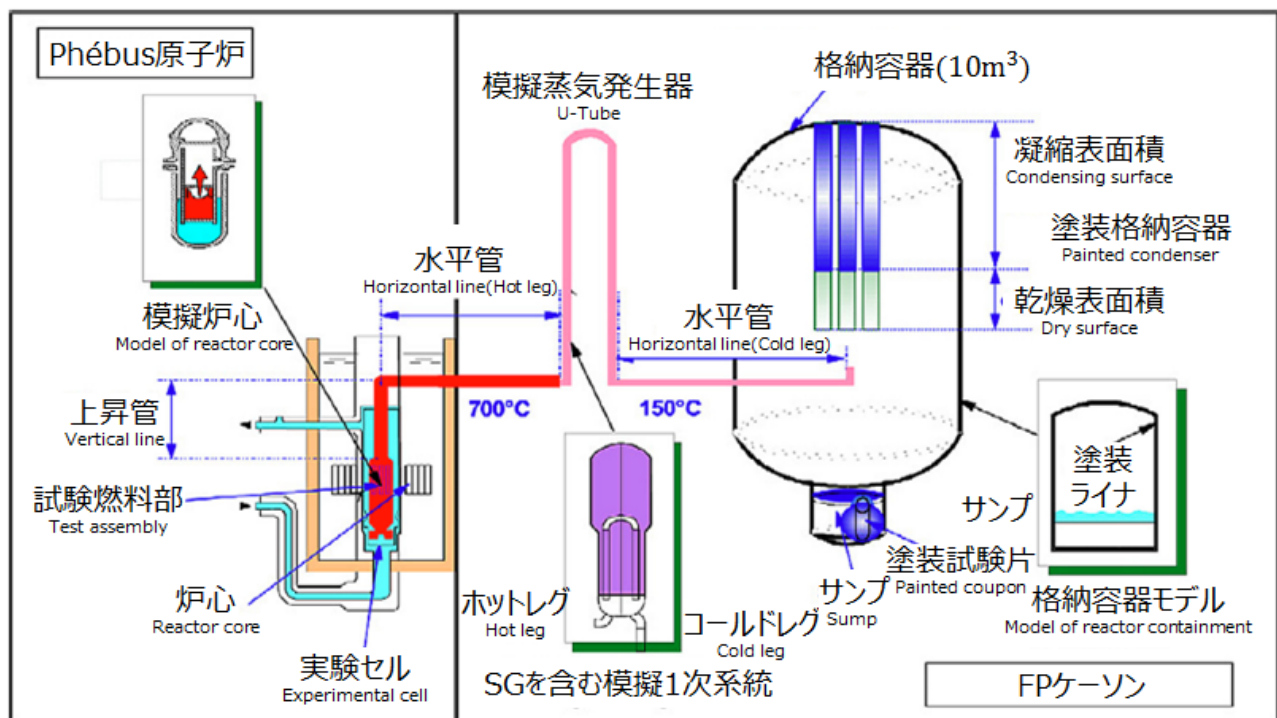


図 3.5.1: Phébus 原子炉の構造模式図 [13]※一部加筆修正

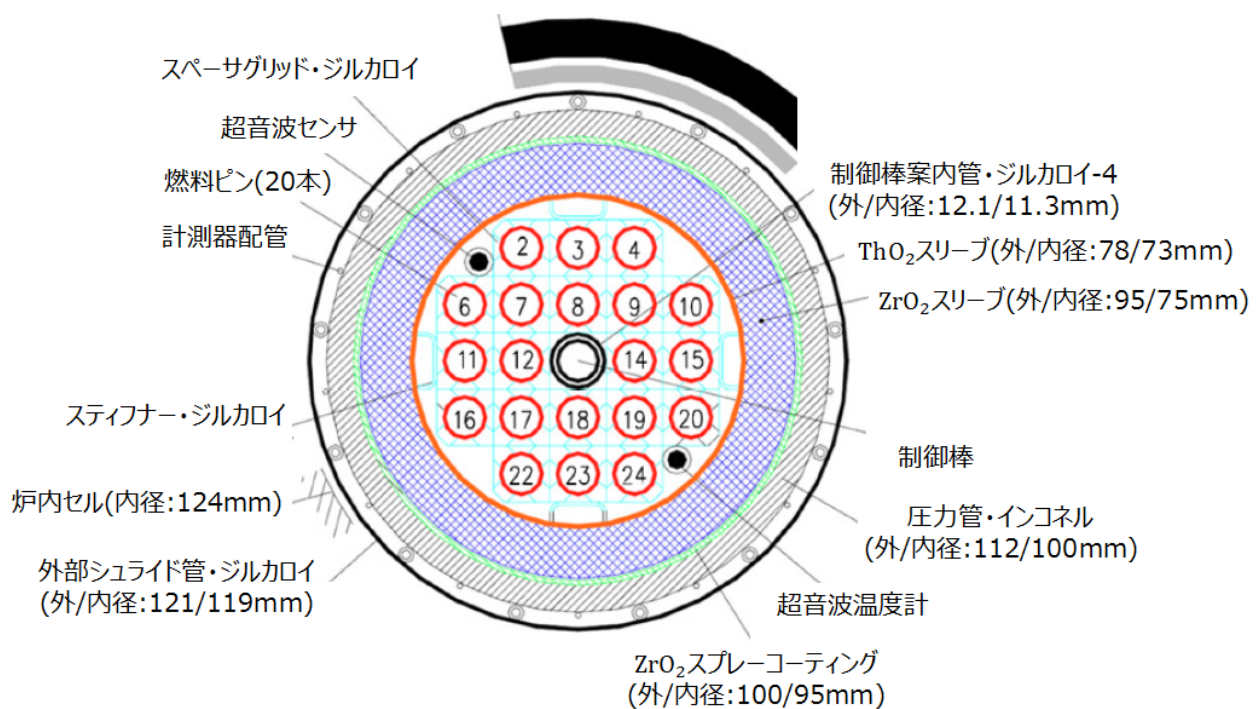


図 3.5.2: Phébus 原子炉の燃料集合体の断面図 [13]※一部加筆修正

3.5.2 FPT3 実験

実験概要

Phébus 原子炉で行われた過酷事故実験 FPT3 は、24.5GWd/t まで照射された燃料を用いて行われた。この実験は低水蒸気雰囲気条件で行われ、ホウ酸水は使用されなかった。また水蒸気の注入量は実験中 0.5g/s 一定で、また圧力は 2.1bar で行われた。なお、FPT3 での燃料の加熱シナリオは、他の各実験と同様であった。この実験は、表 3.5.2 でも記載した通り、燃料が照射された状態で実験された。この照射された燃料は、照射後 36 時間以内に炉心に装荷されて、徐々に燃料の出力などを上げて実験が行われた。実験は 17370 秒 (4 時間 49 分 30 秒) 間行われたが、この間の燃料の損傷フェーズは 3 段階に大別された。まず、事故後 9000 秒は校正フェーズとして燃料集合体の熱挙動を解析するための出力条件であり、この温度において中心部の被覆管のバルーニング (LOCA 発生時に燃料被覆管が管内ガス圧によって膨張し燃料冷却効果に影響を与える現象) ならびにバーストなどが生じた。14000 秒までは酸化フェーズであり燃料棒の温度上昇やジルカロイの酸化が生じて水素生成が促進された。14000 秒以降は、過熱フェーズであり燃料や被覆管の溶融が生じた。

実験後に行われた損傷燃料の非破壊検査結果・燃料損傷の進展状況

図 3.5.3 は、実験終了後に燃料集合体を X 線撮影したものである。同図について、左側が炉心下部となる。図 3.5.3 より、920mm より上方では形状が維持されている一方で、920mm より下方ではスエリングなどによって燃料ペレットの密度の減少が見られる。また、550mm 程度では燃料棒全体がシュラウド側に押し出されており、また 225~310mm ではキャビティが生じている。なお、他の実験と異なり燃料の融解による溶融プールの生成は見受けられなかった。

14000 秒以降の燃料集合体の損傷進展については表 3.5.3 にまとめた。実験開始後 14100~14500 秒間で、燃料集合体中心部が最高温度となった。また同表より実験後半において、二度溶融燃料が炉心下部へと崩落し、それぞれ 0.5~1kg 前後の重量であった。特に二度目の崩落によって集合体下部では酸化量の増加が見受けられた。FPT3 の特徴として、損傷過程が穏やかに進んだのにもかかわらず溶融燃料などは他の実験よりもより早期に、またより浸透性が高く崩落した。この原因としては共晶反応によって形成した炉内構造物の溶融物の粘性が酸化ホウ素 (B_2O_3) の存在によって低下したためと考えられるとの報告が見受けられた [3]。

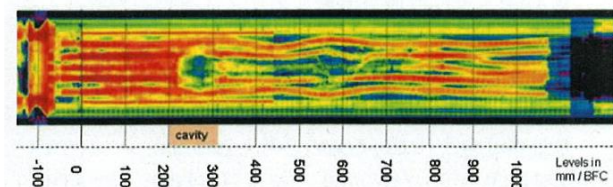


図 3.5.3: FPT3 実験終了時における FPT3 燃料集合体最終状態の X 線撮影画像 [3]

表 3.5.3: FPT3 実験中の燃料集合体損傷事象の時系列 [3]

時刻	事象	物理的特徴
14100s ~ 14500s	下部グリッドを超えるリロケーション	集合体中心部の最高温度 2100 °C ~ 2200 °C 程度
16300s	P4c _{※1} から開始したリロケーションが炉心下部から 600~700mm の位置から加速し始める	燃料棒及び 600~700mm の位置のシュラウドの熱電対の温度勾配の低下が起こる
16520s	少量の溶融帯が下部グリッド _{※2} へ再到達する	300mm の位置の燃料棒温度の上昇が起こる
16620s	下部グリッドを超えて SW 領域まで至る第一のリロケーションの発生並びに第二の水素発生ピークの開始	出力チャンバーの反応度信号の低下, 100~200mm 位置の燃料棒温度の上昇, 100mm のシュラウド熱電対の大きな上昇がみられる. またこのときのグリッドの外周温度は 200~300mm の位置で 1720~2030 °C
16800s	燃料棒下部から 700~800mm の位置における脱離が発生する	400~500mm レベルでの温度上昇速度の減少
17330s	下部グリッドを超える第二のリロケーションが発生・このとき最大水素濃度は 20%	出力チャンバーの反応度信号が大きく低下する. また集合体入口にて最後の流動性を持つ熱電対が破損
17370s	原子炉の停止	

※1, 実験中の出力レベルの一つであり, FPT3 実験では実験開始後 15000 秒前後に出力が 4MW で一定になる領域

※2, 炉心下部を指す

放射性物質の移行挙動・放射性物質の含んだエアロゾルの分析結果

表 3.5.4 に FPT3 実験における模擬燃料からの各核種の放出割合を示す. この放出割合について, 図 3.5.1 の試験燃料部から放出されたものを格納容器内部でサンプリングしたものを指す.

本実験における核種の放出挙動について, まず希ガスである Xe と Kr は約 80% が燃料から放出されることが分かった. この放出された希ガスはそのすべてが装置内に滞留せず, 格納容器に放出されたことが確認された.

次に, 核分裂生成物 (以下, FP) について揮発性ごとに考察すると, 揮発性 FP (I, Cs, Te, Sb, Rb, Mo) は約 25 ~ 75% の範囲で放出が起こった. また Cd を制御材として装荷していない本実験では, Cd は揮発性の FP として放出されることが確認された. また被覆管に含まれる Sn も揮発性元素であることが確認された. またこの中の Cs と Rb は上部プレナム部に有意量保持されてホットレグ内に凝縮した状態で移行した. またホットレグ内に沈着した Cs は I とは随伴しておらずエアロゾル状であった. またホットレグで沈着した Cs のうち, 15~ 75% が再浮遊して蒸気発生器において再沈着した. 更に揮発性 FP の Te は一次冷却系において凝縮して沈着した. 続いて, 中揮発性元素は約 6 ~ 25% の放出割合としているが, FPT3 の実験では W と B が含まれることが確認された. また, 低揮発性元素は約 1 ~ 6% の放出割合としているが, これに該当する FP は Ba, Tc, Ru であった.

また, 非揮発性元素と B についてであるが, まず非揮発性元素は放出割合が 1% 以下のものであり, これに該当する FP は Sr, Ru, Nb, Ln, Zr であった. 更に, 燃料物質も低揮発性元

素に含まれることが確認された。B に関してはおよそ 7 割の B_4C が崩落によって喪失したものの、計測結果より B の放出は 16% となり、格納容器に移行した量は 2.3% であった。この結果から、蒸気発生器直前の配管を閉塞させた化合物に B が多く含まれている可能性があることが示唆された。

最後に FP を含んだエアロゾルの分析結果について、空気動力学径の中央値は Cs-137 の積算質量分率を用いて評価した。その結果実験中 10687 秒では中央径が $0.81\mu m$ だったものが、原子炉停止後の 22648 秒では $3.35\mu m$ 程度になることが確認された。これは格納容器内での対流と凝集の結果、時間とともにエアロゾルの均質化が進んだ結果であると考えられている。

表 3.5.4: FPT3 実験における FP 及び構造材の模擬燃料からの放出割合

元素	模擬燃料からの移行割合 %
希ガス	
Kr	82
Xe	74
FP	
Cs	72
I	78
Te	62
Sb	40
Rb	35
Mo	32
Cd	>40
Ag	59
Ba	3.4
Tc	>1.4
Ru	0.50
Nb	0.05
Sr	1.0
Y	0.003
La	>0.059
Ce	>0.28
制御材	
B	>16
燃料	
U	>0.075
Pu	>0.00090
構造材	
Zr	>0.0108
Sn	>29
実験装置	
Re	>2.8
W	>12.1

FPT3 実験のまとめ

FPT3 の実験結果のまとめについて、箇条書きでまとめると以下の通りである。なお、FPT3 実験ではエアロゾルの化学的な分析も行われたが本論文では省略した [3]。

- 燃料上部グリッド箇所にセシウムやヨウ素などの揮発性 FP が沈着した。
- 制御棒破損時には CO や CO₂ が放出した。
- 炭素に対してホウ素の放出量は少量であった。
- Ag-In-Cd が存在しないため、ヨウ素のエアロゾル形成が抑制され、ガス状ヨウ素の割合が高くなった。
- ホウ素化合物がコールドレグの入口に多量に沈着し配管の一部を閉塞した。
- エアロゾル状のヨウ素はホウ素化合物の配管閉塞によって格納容器への移行割合が低くなった。
- エアロゾル中にホウ素が含まれている以外、エアロゾルの組成はほかの実験とほぼ同じであった。
- 格納容器内のヨウ素は主にガス状であった。

3.6 解析モデル設定のまとめ

上記を踏まえて、本研究での解析モデルについては、主に以下のような想定に基づいて設定した。更に、FPT3 で得られた実験結果である表 3.5.4 を、付録に示した計算例に基づき、表 3.6.1 のように、各元素の移行半減期を求めた。

- 原子炉建屋、タービン建屋の体積などを設定する場合については同型機である島根原発 1 号機を活用する [8][10]。
- 主に津波襲来後に冷却機能が喪失した後に、燃料が高温化し放射性物質の移行が始まったと仮定する。
- 水素爆発の影響を一部核種については考慮し評価する。
- また、本研究においては多核種の解析並びに自発核分裂による短半減期 FP の生成評価が可能であるためこれらも活用して有用な評価を行う。
- 放射性物質の移行係数設定については、主に Phébus 原子炉の実験結果並びに ALPS などの汚染水除染成績を考慮する。
- 更にこれまで報告されている放射能解析結果などを活用する。

表 3.6.1: Phébus FPT3 の実験結果に基づき算定した各元素の移行半減期

元素	移行半減期 秒
希ガス	
Kr	7.02×10^3
Xe	8.94×10^3
FP	
Cs	9.46×10^3
I	7.95×10^3
Te	1.24×10^4
Sb	2.36×10^4
Rb	2.79×10^4
Mo	3.12×10^4
Cd	2.36×10^4
Ag	1.35×10^4
Ba	3.48×10^5
Tc	8.54×10^5
Ru	2.40×10^6
Nb	2.41×10^7
Sr	1.20×10^6
Y	4.01×10^8
La	2.04×10^7
Ce	4.29×10^6
制御材	
B	6.91×10^4
燃料	
U	1.60×10^7
Pu	1.34×10^9
構造材	
Zr	1.11×10^8
Sn	3.52×10^4
実験装置	
Re	4.24×10^5
W	9.34×10^4

4 福島第一原子力発電所1号機の放射能インベントリ解析

前章の事故報告並びに過酷事故実験結果を踏まえ、本研究では4.1節の事故後2000日間程度での長期的な解析、4.2節の事故後140時間程度の短期的な解析、更に4.3節ではそれらを統一したモデル(以下、統一モデル)での解析をそれぞれ行った。

4.1 事故後2000日間・3領域での解析

4.1.1 解析モデルの概要

エネルギー総合工学研究所(以下、エネ総研)において過去に行われた事故解析の中に、汚染水中のCs-137の放射能を評価したものがある。その解析結果を図4.1.1に示す[3]。なお、縦軸はBq/gではなく、 $\text{Bq}/\text{cm}^3(\text{Bq}/\text{ml})$ の誤りである。同図の結果を踏まえて、本研究ではまず燃料、汚染水、汚染水浄化系の3領域で、事故後2000日程度の長期的な解析を行った。

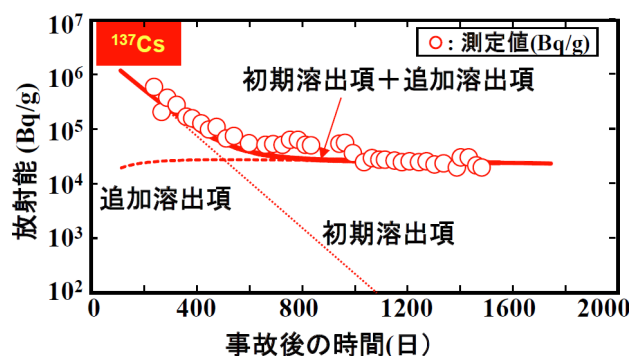


図 4.1.1: 汚染水中の Cs-137 の放射能解析結果 [5]

4.1.2 解析条件

本解析の解析体系を図4.1.2に示す。本解析では、参考文献の報告を考慮して燃料の損傷度合いを95%と仮定した[3]。また本解析では、まず図4.1.1の結果をなるべく再現しながら、実際の事故進展状況やALPSのような汚染水浄化設備の運転実績を踏まえて、それらが整合するように、セシウムの移行半減期を設定した。

本解析では、1日ずつ計算を行い2000日分の評価を行ったが、特定の日数ごとに移行半減期の値を変更した。各日ごとにおけるセシウムの移行半減期の設定条件は次項の表4.1.1の通りである。また、移行半減期の設定条件のイメージを図4.1.3に示す。同図の縦軸は移行のしやすさを表しており、移行がしやすいほど移行半減期は短くなる。なお他核種については、Phébus原子炉で行われたFPT3の実験結果より求めた移行半減期の表3.6.1について、表4.1.1の各時点においてセシウムに対する比を保存させるように設定した。なお、汚染水浄化系への移行半減期は、浄化設備の運転実績などを参考にして、すべての元素について常に65日とした[11]。

本解析では非水溶性の元素は移行しないと仮定した場合と、より保守的な解析として非水溶性の元素もすべて移行すると仮定した場合の2種類の解析、ならびに自発核分裂が燃料部で発生している場合の影響についても評価した。また、本解析では図4.1.1中の初期溶出項については、事故直後に高温状態であったデブリが汚染水によって冷却される際に、直接接触することで移行するものを想定した。一方で、追加溶出項については、事故からある程度の時刻が経過し水中で保管されていたデブリが劣化・損傷した際に、新たに移行するものを想定した。

表 4.1.1: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期並びにその設定コンセプトの一覧表

事故後の期間	セシウムの 移行半減期	設定コンセプト
事故発生 →10 日間	5 日	事故直後のデブリ大量放出期間を想定
11 日目 →30 日間	12 日	3 月 23 日より本格的な冷却作業開始を受け、 移行が生じにくくなると仮定
31 日目 →400 日間	10 年	冷却作業の継続により、 原子炉がある程度冷却されたことを受け、 大幅に移行が生じにくくなることを想定
401 日目 →1000 日間	1.5 年	事故後長期間が経過したことによりデブリが劣化し、 これまで水面に触れていなかった箇所から 新たな移行が生じることを想定
1001 日目以降	1.35 年	デブリの劣化が進み、 更に移行が生じやすくなることを仮定

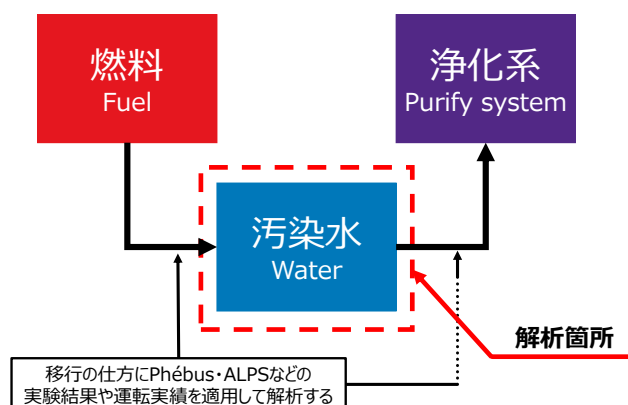


図 4.1.2: 3 領域解析体系の模式図

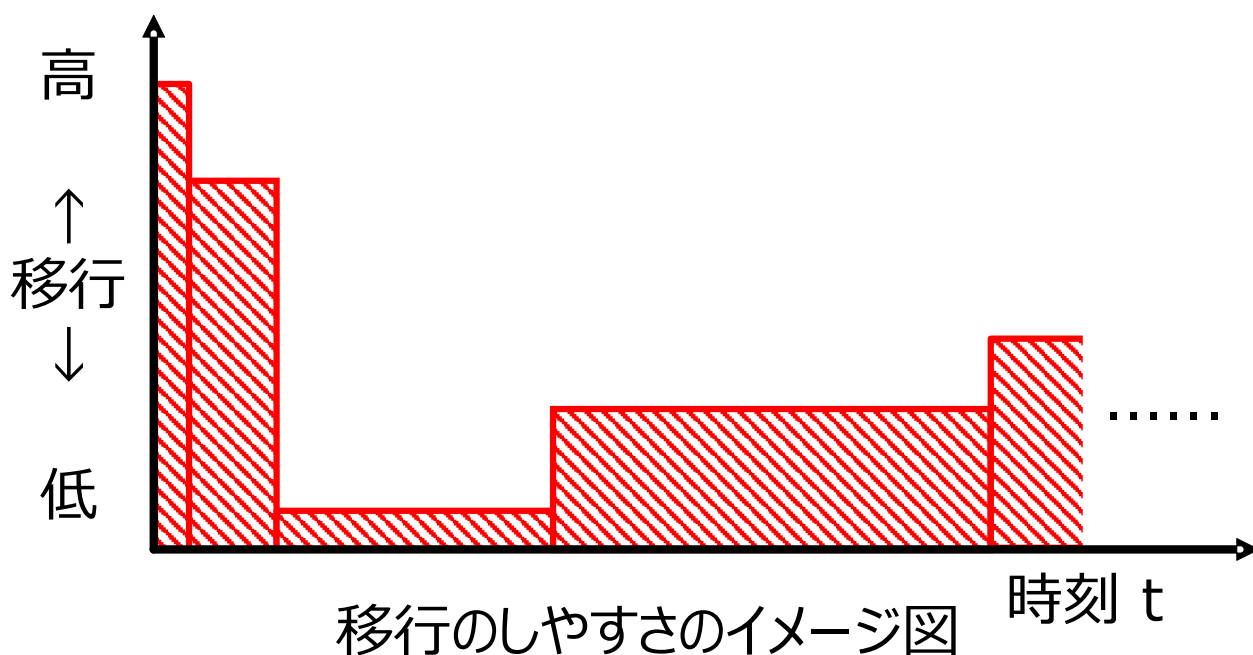


図 4.1.3: 移行半減期設定のイメージ図

4.1.3 解析結果

Cs-137 の再現結果

図 4.1.4 に本解析における、Cs-137 の放射能の解析結果を示す。図 4.1.1 と比較すると、追加溶出項の箇所について本解析結果では低下していることがわかる。この理由について、解析条件の箇所でも触れたように、本解析では、事故直後から常に放射性物質は浄化系に移行するように設定しており、特に本研究では ALPS など汚染水浄化設備の運転実績を参考にして評価をした。またこの時に、浄化系へ放射性物質が移行する際の移行係数は常に一定とした。これらの仮定について、特に追加溶出時の移行条件が不十分であったことが考えられる。また、本解析では図 4.1.2 のように解析体系を設定したが、実際の事故での放射性物質の移行経路はより複雑であることから、領域設定が不十分であったことなども、差異が生じた原因であると考えられる。

しかしながら本解析では、図 4.1.4 についてある程度再現が出来たとみなし、他核種のインベントリ解析を行った。更に、自発核分裂が燃料部で発生した際の評価についても同様に行った。

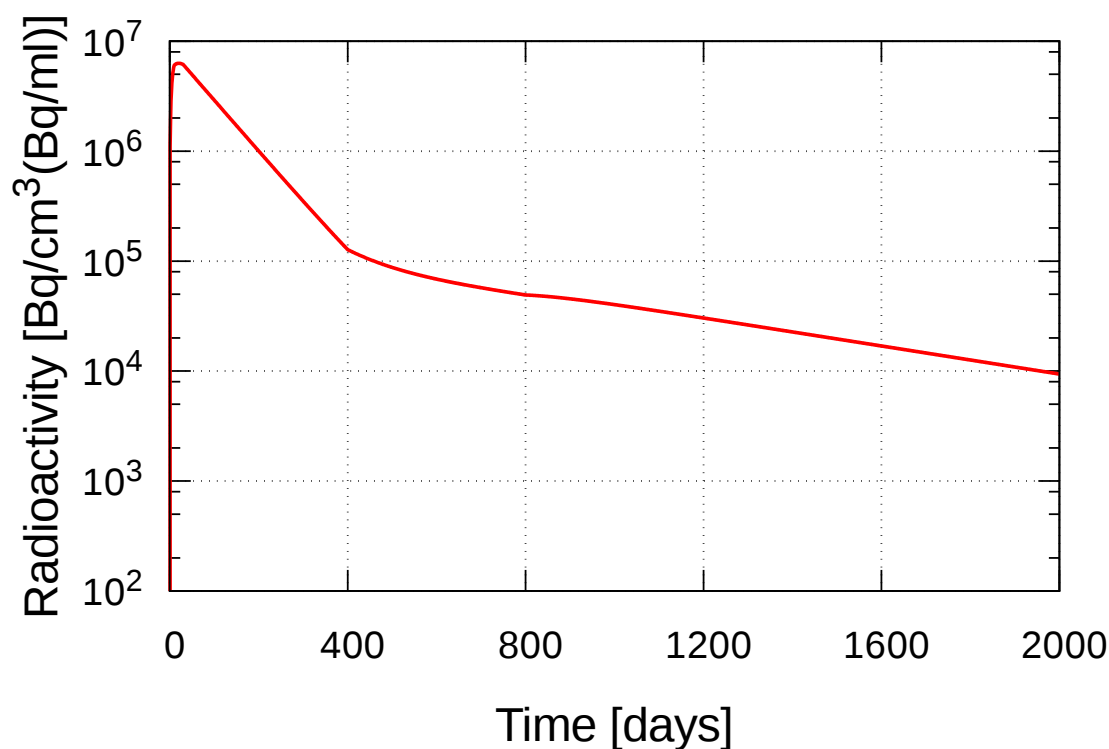


図 4.1.4: 汚染水中の Cs-137 の解析結果

再現結果を基にした他核種の解析結果・自発核分裂の影響評価結果

まず、元素ごとの解析結果を図 4.1.5 に示す。同図は燃料部において自発核分裂が発生していない場合の解析結果である。本解析では、非水溶性の元素が移行する場合としない場合とで評価を行ったが差異が生じなかったため、以降では非水溶性の元素も全て移行すると想定した場合の解析結果のみについて考察する。本解析の結果、今回の仮定した移行条件の下では、事故後長期間が経過すると汚染水中の支配的な放射性核種としては、ストロンチウムやセシウムになることがわかった。

次に、自発核分裂の影響評価の解析結果について述べる。図 4.1.6 は、セシウムいくつかの同位体とセシウムを元素とした場合の放射能の解析結果である。また、中性子増倍係数を変化させてそれぞれ記載した。各同位体の半減期についてはそれぞれ Cs-134:2.065 年, Cs-135: 2.3×10^6 年, Cs-136:13.16 日, Cs-137:30.08 年程度である [12]。同図中で、事故後 400 日が経過する前後で Cs-136 の放射能がほぼ一定値になることがわかる。これは、半減期が短いことによる同位体自身の崩壊による減少と自発核分裂によって新たに産出される生成とが釣り合うことによるものである。この解析結果のように、汚染水中では燃料で生じる自発核分裂などの影響によって短半減期 FP が、事故後ある時点から一定値になることがわかった。しかしながら、このように短半減期 FP が減少しなくなったとしても、それ以外の Cs-137 などのような、比較的半減期の長い同位体の影響がセシウム全体の放射能には極めて強く影響することがわかる。従って、セシウムについては汚染水中では、自発核分裂によって生成される短半減期 FP の影響は殆ど無いことがわかった。

最後に、セシウム以外の他核種での解析結果についても考察する。図 4.1.7 は図 4.1.5 について、自発核分裂が発生している場合の解析結果である。図 4.1.7 中では、中性子増倍係数を 0.99 として、極めて臨界に近い状態で自発核分裂が続いていると仮定した。この結果から、セシウム以外の元素でも例えばキセノンのように自発核分裂やそれに伴う核分裂連鎖反応による短半減期 FP の生成によって、放射能が一定値になる元素が存在することが確認された。しかしながら、それら一定値になった元素は、それまで支配的な元素であったストロンチウムやセシウムと比較すると大幅に小さい。従って、本解析条件の下では自発核分裂などによって短半減期 FP が定常的に生成されたとしても、それらが汚染水中の放射能インベントリに与える影響は殆ど無いと考えられる。

なお、本節に添付しなかった他核種の解析結果については付録として図 E.2 から図 E.13 にまとめた。

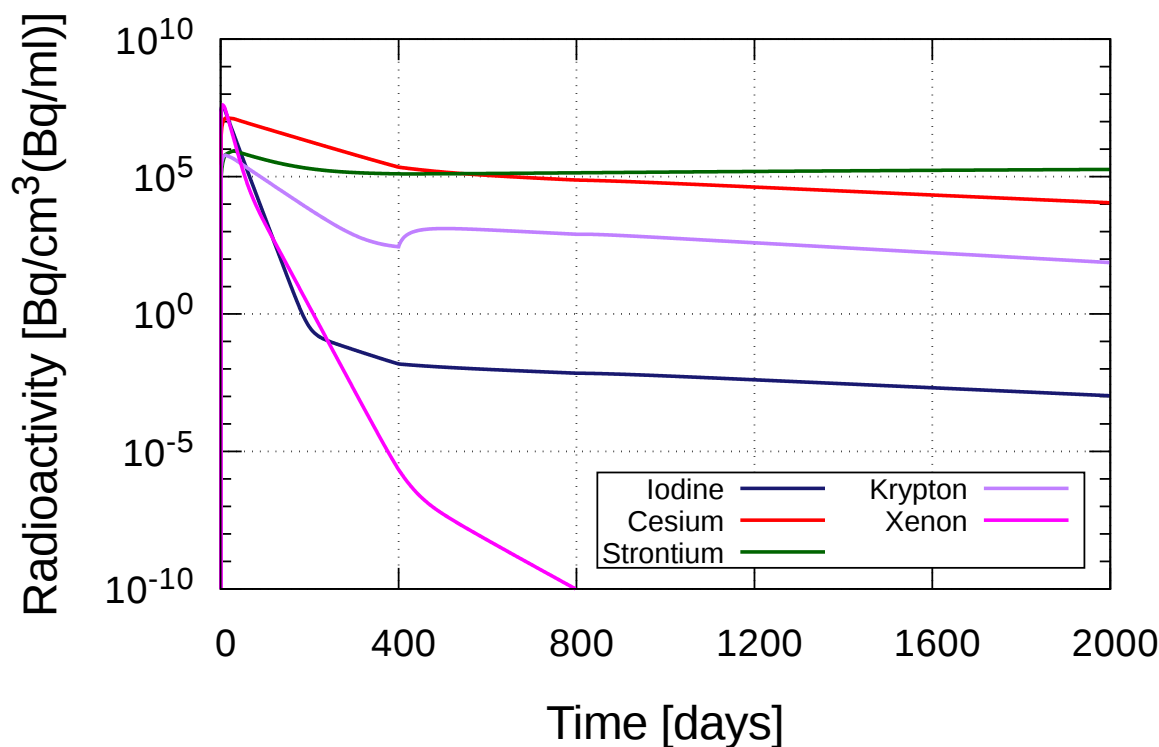


図 4.1.5: 汚染水中の I, Kr, Cs, Sr, Xe の解析結果

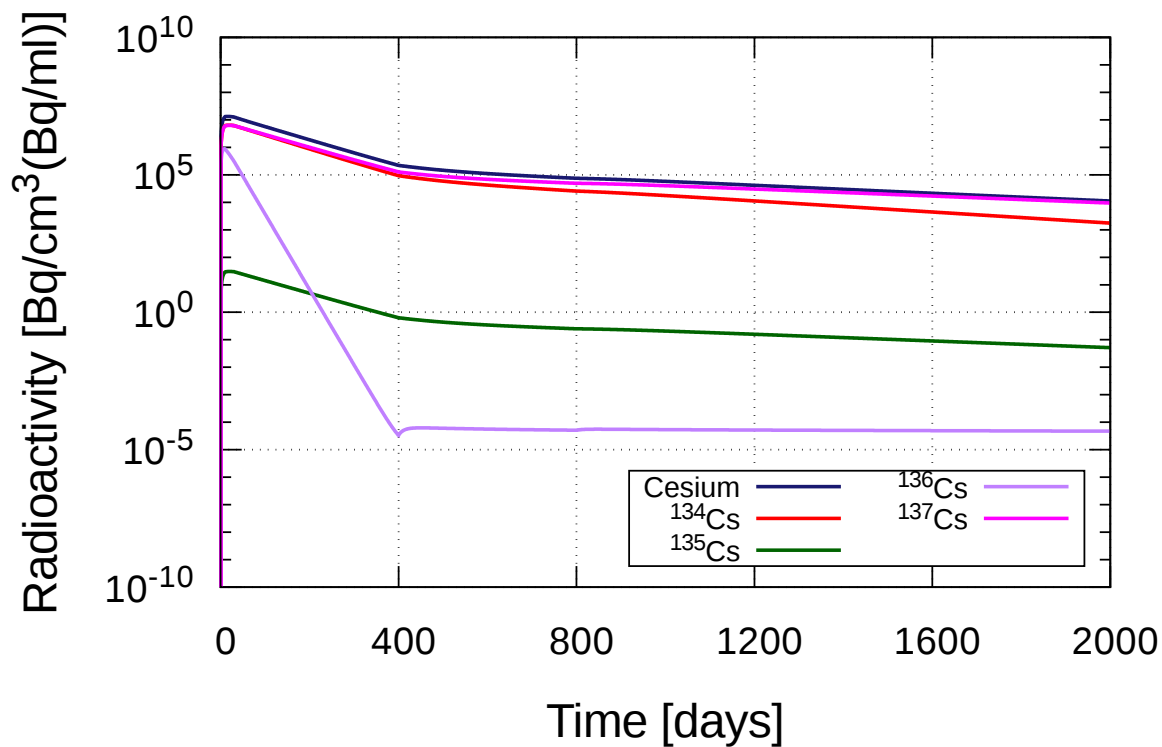


図 4.1.6: Cs(元素), Cs-134, Cs-135, Cs-136, Cs-137 の放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.99$)

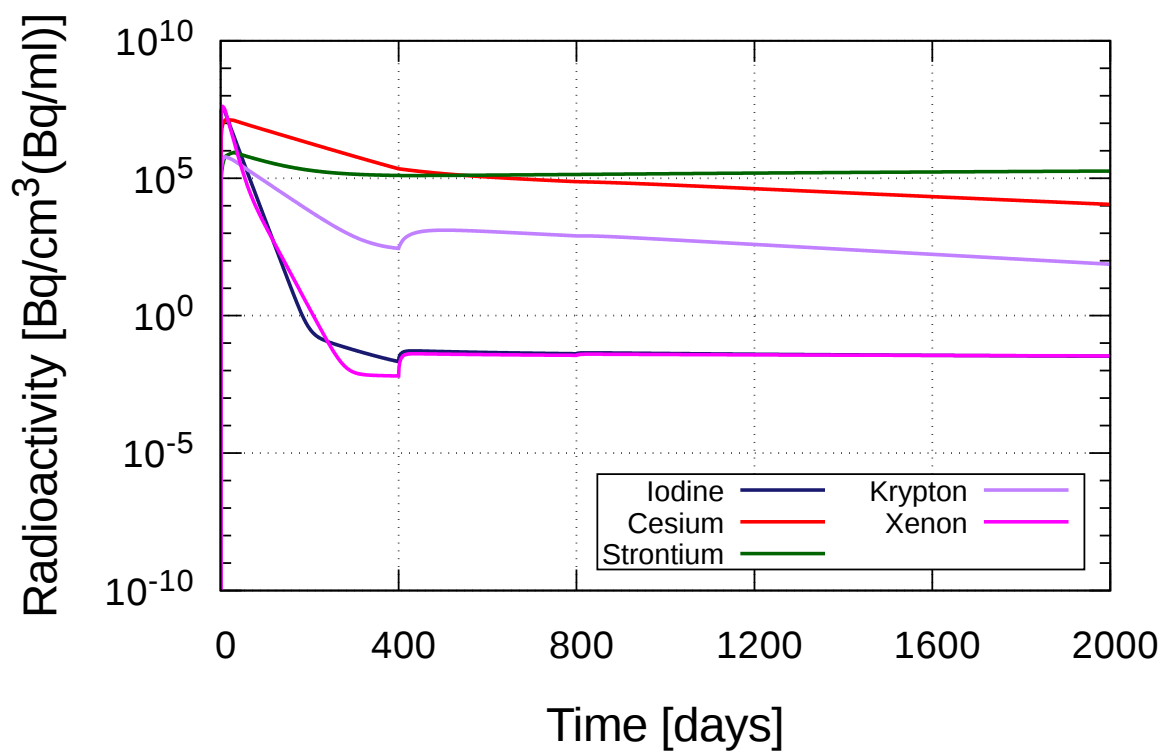


図 4.1.7: 汚染水中の I, Kr, Cs, Sr, Xe の放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.99$)

4.2 事故後 140 時間・7 領域での解析

4.2.1 解析モデルの概要

4.1.1 項と同様に，エネ総研では過去に事故後 140 時間程度での Cs-137 の初期インベントリに対する各領域間での存在割合の解析が行われていた．その解析結果を図 4.2.1 に示す．同図では環境中のインベントリの存在割合が事故後 140 時間の間ほぼ 0 となっているが，実際の事故では水素爆発の影響によって放射性物質が外部環境に放出されている．そこで本研究では，同図の再現を行いつつ，水素爆発による一部の放射性核種の外部環境放出の影響も考慮しながら解析した．

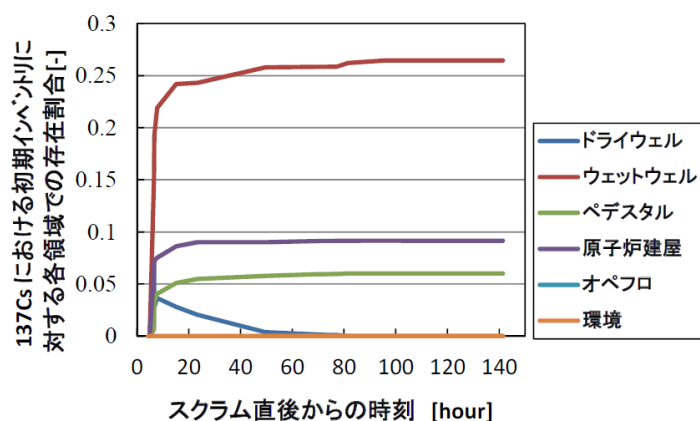


図 4.2.1: Cs-137 の初期インベントリに対する各領域での存在割合 [4]

4.2.2 解析条件

本解析では，発電所内部を図 4.2.2 に示すように 7 領域に設定し解析した．また，本解析で使ったセシウムの移行半減期については表 4.2.1 から，表 4.2.7 にそれぞれまとめた．なお，移行半減期の設定コンセプトについては付録の表 A.1 に掲載した．

本解析では，水素爆発による外部環境への放出について，簡易的に水素爆発が発生した時刻に燃料領域から直接外部環境へ放射性物質が放出されるように設定した．それ以外については，放射性物質は同図中の実線の通りに移行すると仮定した．なお，本解析ではまず図 4.2.1 のように Cs-137 の初期インベントリに対する各領域での存在割合を再現した後に，他核種のインベントリ割合並びに放射能を前節と同様に解析した．また，本解析では水素爆発によって環境へ放出する元素は，セシウムとヨウ素のみとした．

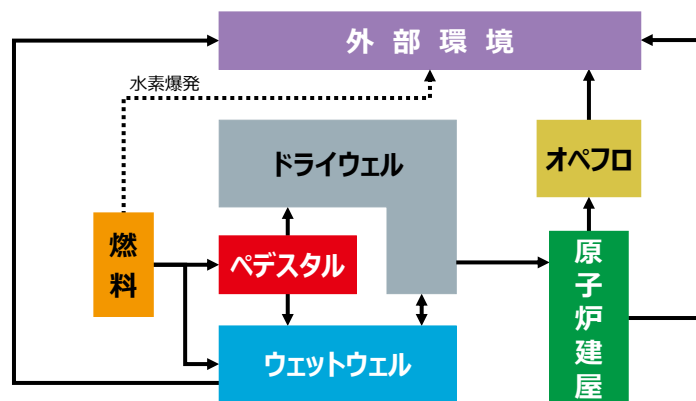


図 4.2.2: 7 領域解析体系の模式図

表 4.2.1: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (燃料部からの移行)

事故後の経過時間	燃料 → ペDESTAL	燃料 → ウェットウェル
6 時間後	270 分	200 分
7 時間後	30 時間	27.5 時間
8 時間後	8 日	4 日
16 時間後	80 日	
20 時間後	100 日	
24.75 時間後		
25 時間以降		

表 4.2.2: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ペDESTAL部からの移行)

事故後の経過時間	ペDESTAL → ウェットウェル	ペDESTAL → ドライウェル
6 時間後	15 分	37.5 分
7 時間後	24 時間	60 時間
8 時間後		100 日
16 時間後	180 時間	
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後以降		

表 4.2.3: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ウェットウェル部からの移行)

事故後の経過時間	ウェットウェル → ドライウェル
6 時間後	62.5 分
7 時間後	30 日
8 時間後	100 日
16 時間後	
24 時間後	
24.75 時間後	
25 時間後	

表 4.2.4: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ドライウェル部からの移行)

事故後の経過時間	ドライウェル → 原子炉建屋	ドライウェル → ウェットウェル
6 時間後	12.5 分	100 年
7 時間後	0.25 日	
8 時間後	0.5 日	
16 時間後		
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後以降		

※ ドライウェル → 外部環境についても、簡易的にヨウ素とセシウムのみが放出すると仮定し、移行半減期は両元素とも常に 100 年とした。

表 4.2.5: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (原子炉建屋からの移行)

事故後の経過時間	原子炉建屋 → オペレーションフロア	原子炉建屋 → 外部環境
6 時間後	100 年	
7 時間後		
8 時間後		
16 時間後		
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後以降		

表 4.2.6: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (オペレーションフロアからの移行)

事故後の経過時間	オペレーションフロア → 外部環境
6 時間後	100 年
7 時間後	
8 時間後	
16 時間後	
20 時間後	
24.75 時間後	
25 時間後以降	

表 4.2.7: 水素爆発時のセシウムとヨウ素の移行半減期

事故後の経過時間	オペレーションフロア → 外部環境
6 時間後	移行しない
7 時間後	
8 時間後	
16 時間後	
20 時間後	
24.75 時間後	セシウム:291 時間, ヨウ素:280.5 時間
25 時間後以降	移行しない

4.2.3 解析結果

図 4.2.3 に、水素爆発による外部環境への放射性物質の放出を考慮した場合の Cs-137 の初期インベントリに対する各領域での存在割合を示す。また、この条件下で領域の放射能を求めたものを図 4.2.4 に示した。本解析は事故後短期間のものであるため、自発核分裂の発生による短半減期 FP の生成による放射能の変化は見られなかった。なお本節に掲載した、各解析結果を示す図中の凡例について、“RB”は原子炉建屋，“Op.Fl”はオペレーションフロア，“Env.”は外部環境を示す。図 4.2.1 と比較すると、水素爆発が発生した時刻において、外部環境中に放射性物質が放出されていることがわかる。

Cs-137 に加えて、I-131 についても同様に存在割合並びに放射能を解析した。その結果を図 4.2.5 と図 4.2.6 に示す。本解析より、事故後水素爆発が起こったと考えられる時刻において、Cs-137 及び I-131 の放出量を想定した場合の放射能などが評価出来た。なお、本解析では外部環境に放出される放射性核種については、前述の通りセシウムとヨウ素のみに限定した。これは、本解析において、外部環境に放出された核種の調査が十分に行いきれなかったことによるものである。従って、更に正確な解析を行うために、今後も水素爆発時の現象や各核種の放出状況を継続して調査し、その結果を移行係数に反映して再度解析する必要があると考えられる。また、本解析では簡易的に燃料部から直接放射性物質が放出されると仮定したが、実際の事故では燃料から漏洩した放射性物質が建屋などを經由し、放出されると考えられるため、今後の解析ではこれらの移行条件についても詳細に検討する必要があると言える。

一方で、本改良コードを用いたことによってヨウ素とセシウムのみが外部環境へ放出されるという限定的な条件ではあるものの、他の核種についても外部環境へ放出された放射能が解析出来た。その結果について図 4.2.7 に各領域におけるキセノンの存在割合を、また図 4.2.8 に各領域におけるキセノンの放射能を示す。本解析では、キセノンは外部環境に放出されないものであると仮定したため、外部環境中での存在割合は常に殆ど 0 であることが、図 4.2.7 からわかる。しかしながら、図 4.2.8 を見るとわかるように水素爆発が発生した直後、外部環境中のキセノンの放射能が増加している。また、水素爆発が発生する以前からもキセノンの放射能は増加している。この理由としては、例えば (4.2.1) 式の通りに他の核種の崩壊によって新たにキセノンが生成されて、外部環境中であっても放射能が増加することによるものであると考えられる。以上を踏まえて、今後更に水素爆発による外部環境への放射性物質の放出条件を正確に設定していくことによって、外部環境に放出されない核種についても評価出来ると考えられる。

なお、本節に掲載しなかった他核種の解析結果については、付録として図 E.14 から図 E.43 に示した。



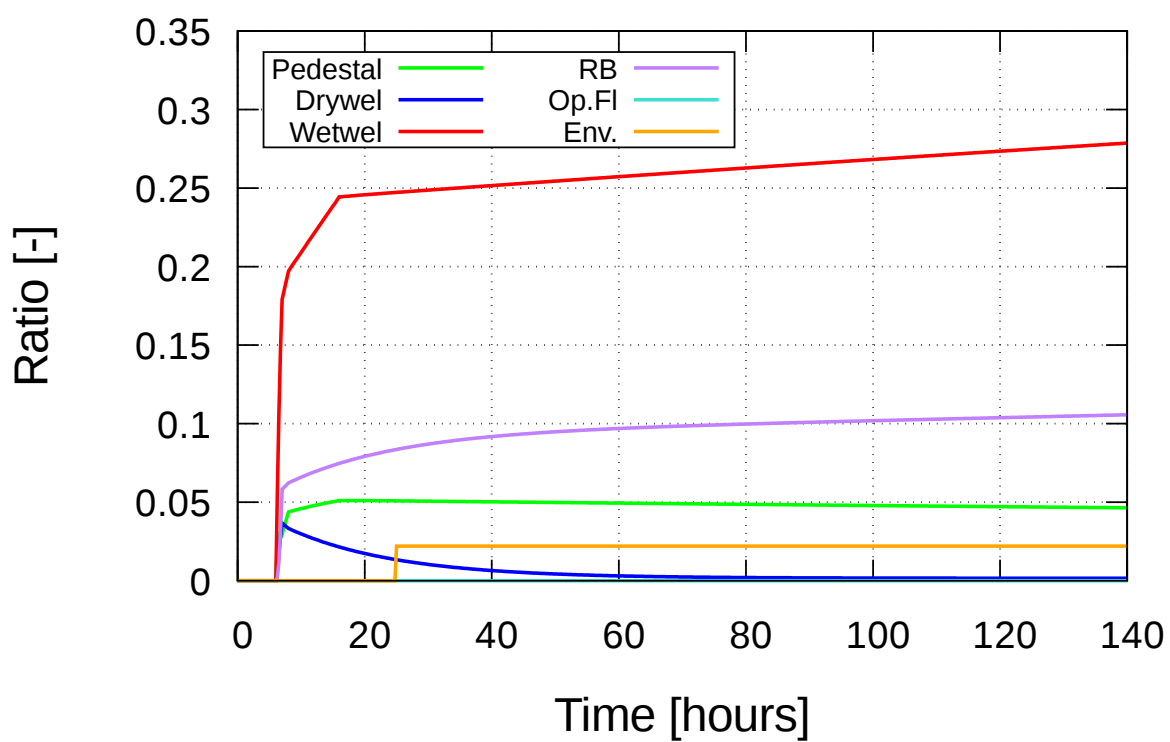


図 4.2.3: 水素爆発を考慮した場合の Cs-137 の初期インベントリに対する各領域での存在割合

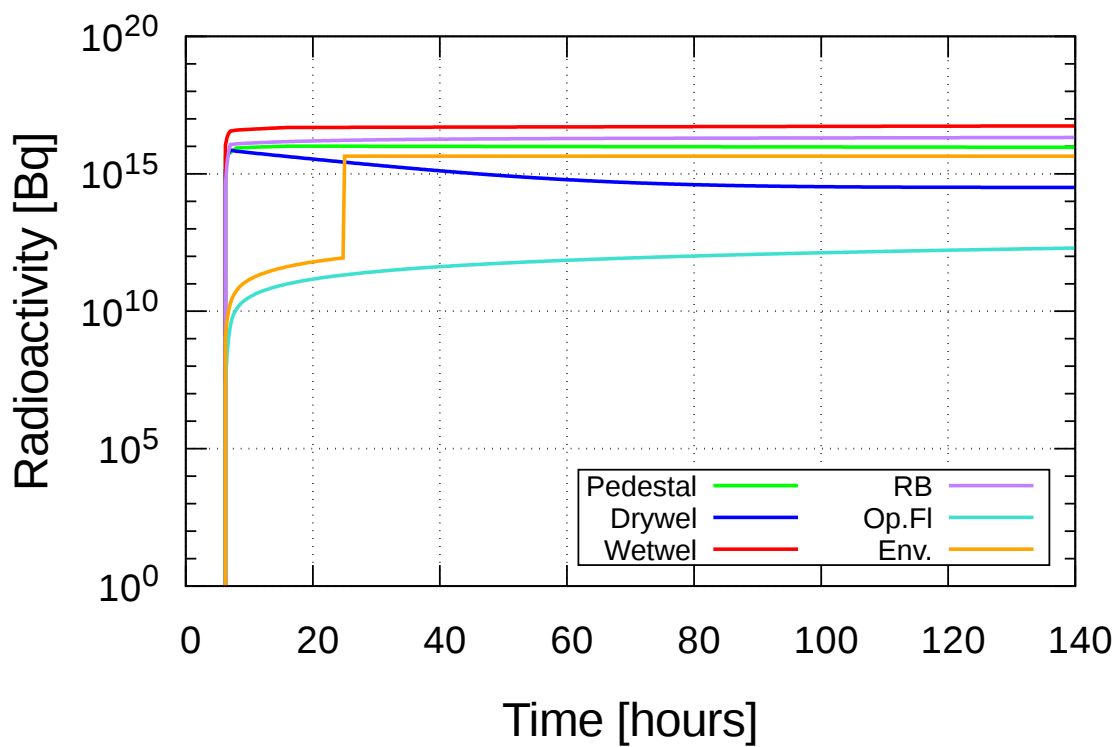


図 4.2.4: 水素爆発を考慮した場合の各領域における Cs-137 の放射能

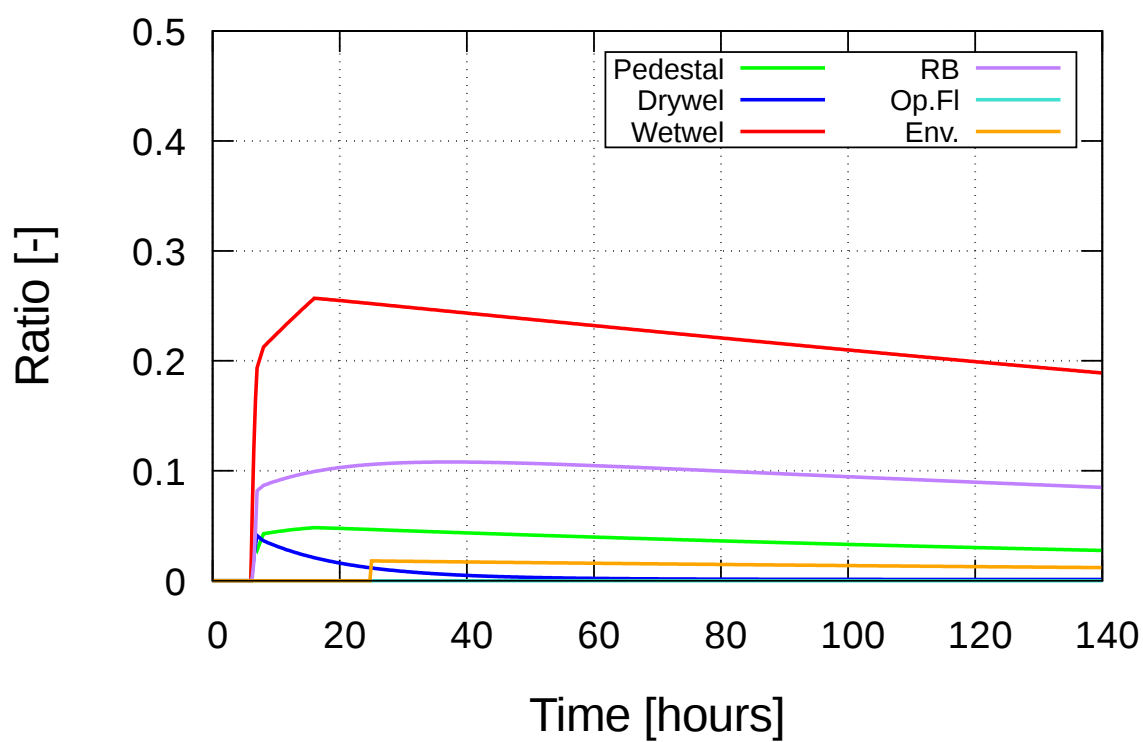


図 4.2.5: 水素爆発を考慮した場合の I-131 の初期インベントリに対する各領域での存在割合

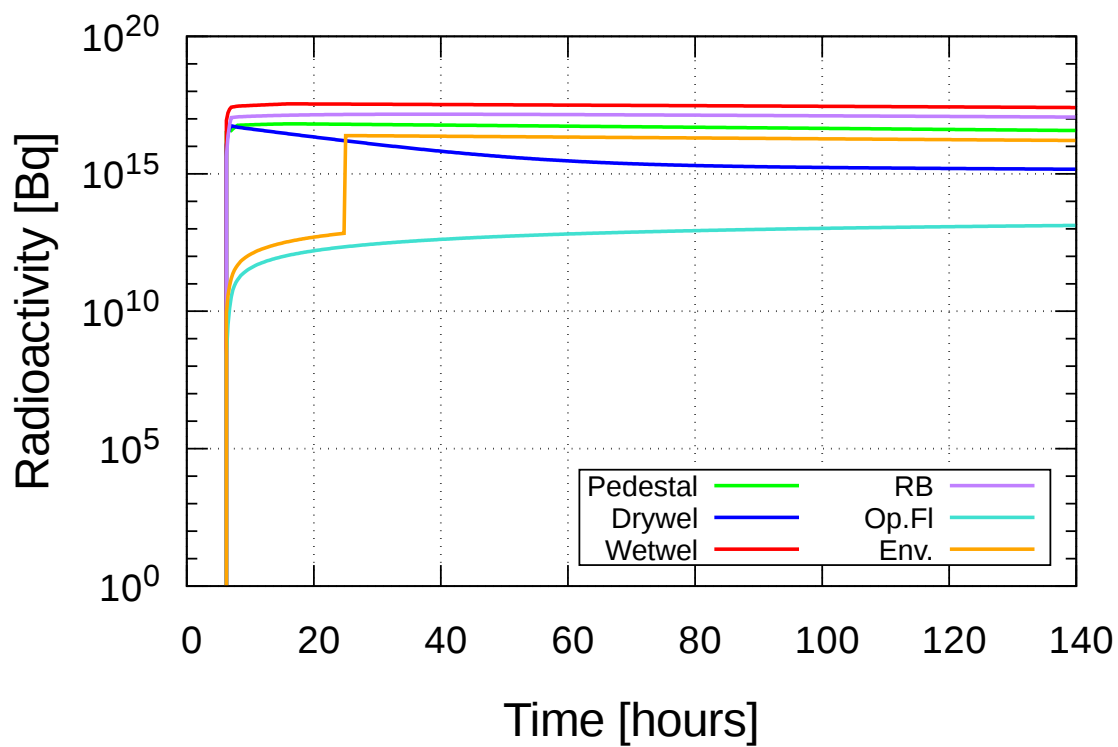


図 4.2.6: 水素爆発を考慮した場合の各領域における I-131 の放射能

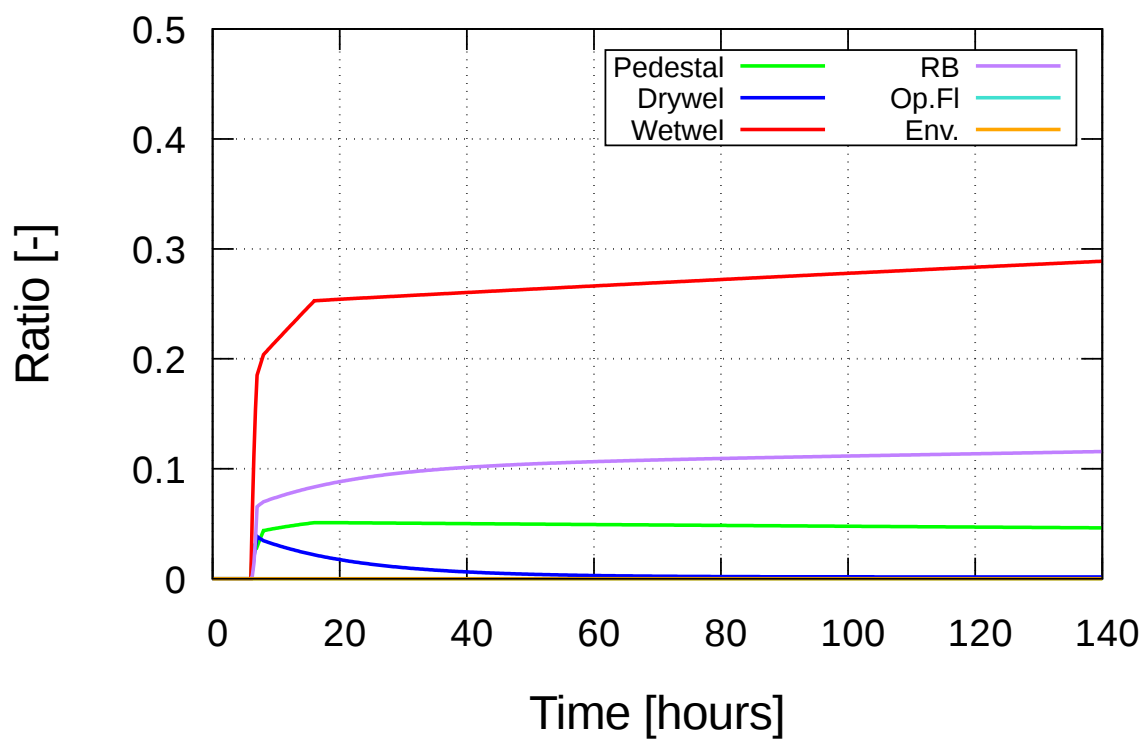


図 4.2.7: 水素爆発を考慮した場合のキセノンの初期インベントリに対する各領域での存在割合

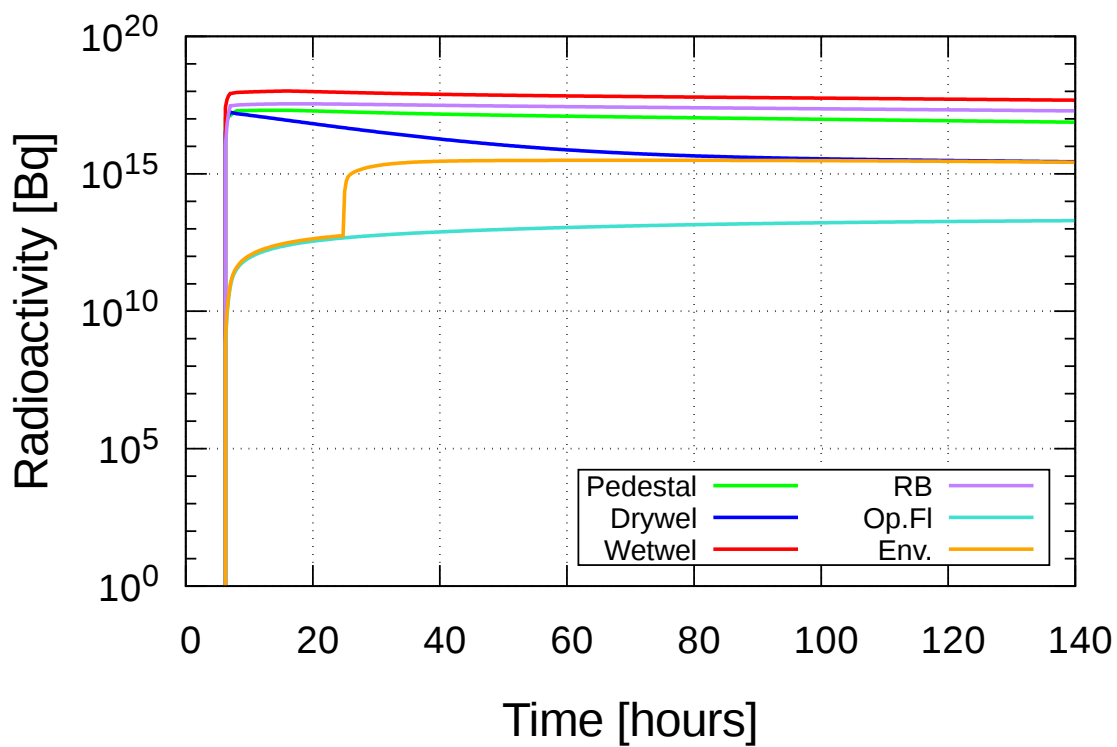


図 4.2.8: 水素爆発を考慮した場合の各領域におけるキセノンの放射能

4.3 事故発生から現時点まで一連の事故進展を想定した場合の解析結果

4.3.1 解析モデルの概要

4.1 節並びに 4.2 節の解析結果を踏まえて、事故から現時点までの各領域の放射能などを解析した。今までの解析体系に加えて、本解析ではさらに事故後報告された、保管中の汚染水のサンプリング調査によって得られた放射能の解析結果なども活用した。このサンプリング調査結果については JAEA で行われている、1 号機タービン建屋に貯留されている汚染水中の測定結果を引用した [15]。また、本解析では新たにタービン建屋部の汚染水についても移行経路をさらに設定し、各領域のインベントリ解析を行った。

4.3.2 解析条件

図 4.3.1 に統一モデルの解析体系を示す。前節で示した図 4.2.2 と比較すると、新たにタービン建屋地下水に汚染水が放出されると仮定したため、そのような移行経路を追加した。なお、本解析でも水素爆発による外部への放射性物質の放出は簡易的に、燃料から直接放出するものと仮定し、また放出される物質についてもヨウ素、セシウムのみに限定した。また、本解析では、タービン建屋地下水中の放射性物質のサンプリング結果を考慮するために、単位体積あたりの放射能についても評価する必要があったため、各領域の体積については同型機である島根原子力発電所 1 号機を基にして設定した。なお、各領域の体積並びに設定根拠については、以下の表 4.3.1 に示した。更に、本解析で使用したセシウムの移行半減期については表 4.3.2 から、表 4.3.9 にそれぞれまとめた。また、移行半減期の設定コンセプトを付録の表 A.2 に掲載した。

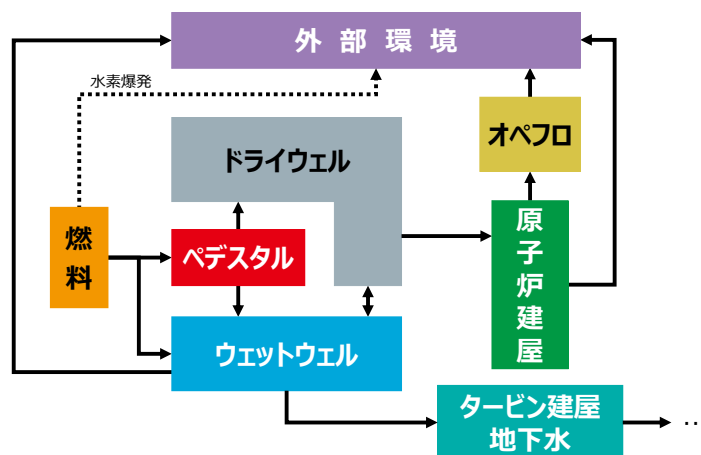


図 4.3.1: 総合解析の体系模式図

表 4.3.1: 各領域の体積値と設定コンセプト

領域	体積 [$\times 10^6 \text{cm}^3$]	体積値設定のコンセプト
燃料	9	燃料集合体体数並びにペレットの本数より推定
ペDESTAL	1910	圧力容器の直径などを踏まえて推定 [10]
ウェットウェル	2330	同型機のサプレッションチェンバの値を引用 [8]
ドライウェル	3160	同型機のドライウェルの値を引用 [8]
原子炉建屋	331182	島根原発 1 号機的设计図面にに基づき推定 [10]
オペフロ (オペレーションフロア)	110372	島根原発 1 号機的设计図面にに基づき推定 [10]
外部環境	1.20×10^4	この領域については任意に設定
タービン建屋地下水	1.396×10^5	タービン建屋全体積中の半分が冠水と仮定 [10]

表 4.3.2: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (燃料部からの移行)

事故後の経過時間	燃料 → ペデスタル	燃料 → ウェットウェル
6 時間後	270 分	200 分
7 時間後	30 時間	27.5 時間
8 時間後	8 日	4 日
14 時間後	80 日	
16 時間後		
20 時間後	100 日	
24.75 時間後		
25 時間後		
29 時間後		
14 日後		
400 日後	65 時間	
800 日後		
1000 日後		
1200 日以降		

表 4.3.3: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ペデスタル部からの移行)

事故後の経過時間	ペDESTAL → ウェットウェル	ペDESTAL → ドライウェル
6 時間後	15 分	37.5 分
7 時間後	24 時間	60 時間
8 時間後		100 日
14 時間後		
16 時間後	180 時間	
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後		
29 時間後		
14 日後	0.5 年	1 年
400 日後		
800 日後		
1000 日後		
1200 日以降		

表 4.3.4: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ウェットウェル部からの移行)

事故後の経過時間	ウェットウェル → ドライウェル	ウェットウェル → タービン建屋地下水
6 時間後	62.5 分	移行しない
7 時間後	30 日	
8 時間後	100 日	
14 時間後		25 年
16 時間後		移行しない
24 時間後		25 年
24.75 時間後		15 日
25 時間後		25 年
29 時間後		500 日
14 日後		1300 日
400 日後		1000 年
800 日後		950 年
1000 日後		157.95 年
1200 日以降		

表 4.3.5: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (ドライウェル部からの移行)

事故後の経過時間	ドライウェル → 原子炉建屋	ドライウェル → ウェットウェル
6 時間後	12.5 分	100 年
7 時間後	0.25 日	
8 時間後	0.5 日	
14 時間後		
16 時間後		
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後		
29 時間後		
14 日後		
400 日後	0.5 日	2 年
800 日後		
1000 日後		
1200 日以降		

※ 事故直後の緊急注水を踏まえて、ドライウェルからタービン建屋地下水に、事故後 29 時間後から 14 日までの間は移行すると仮定した。
(移行半減期は 30 日とした)

表 4.3.6: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (原子炉建屋からの移行)

事故後の経過時間	原子炉建屋 → オペレーションフロア	原子炉建屋 → 外部環境
6 時間後	100 年	
7 時間後		
8 時間後		
14 時間後		
16 時間後		
20 時間後		
24.75 時間後		
25 時間後		
29 時間後		
14 日後		
400 日後	1000 年	
800 日後		
1000 日後		
1200 日以降		

表 4.3.7: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (オペレーションフロアからの移行)

事故後の経過時間	オペレーションフロア → 外部環境
6 時間後	100 年
7 時間後	
8 時間後	
14 時間後	
16 時間後	
20 時間後	
24.75 時間後	
25 時間後	
29 時間後	
14 日後	
400 日後	1000 年
800 日後	
1000 日後	
1200 日以降	

表 4.3.8: 本解析における各時点でのセシウムの移行半減期の一覧 (タービン地下水部からの移行)

事故後の経過時間	タービン地下水 → 外部
6 時間後	移行しない
7 時間後	
8 時間後	
14 時間後	
16 時間後	
20 時間後	
24.75 時間後	
25 時間後	
29 時間後	
14 日後	130 日
400 日後	390 日
800 日後	
1000 日後	
1200 日以降	

表 4.3.9: 水素爆発時のセシウムとヨウ素の移行半減期

事故後の経過時間	オペレーションフロア → 外部環境
6 時間後	移行しない
7 時間後	
8 時間後	
14 時間後	
16 時間後	
20 時間後	
24.75 時間後	セシウム:291 時間, ヨウ素:280.5 時間
25 時間以降	移行しない

4.3.3 解析結果

JAEA のサンプリング調査の再現結果

JAEA で行われた、タービン建屋地下水中の放射性物質のサンプリング結果を踏まえた再現結果を示す。図 4.3.2, 図 4.3.4, 図 4.3.6 にそれぞれ自発核分裂の有無並びに中性子増倍係数ごとにまとめた各領域における, Bq/cm^3 単位のセシウムの放射能 (以下, 放射能濃度) 解析結果を示す。なお, 同図中にはそれぞれ Cs-134 と Cs-137 の解析結果並びに JAEA の測定結果を記載した。また図 4.3.3, 図 4.3.5, 図 4.3.7 にはそれぞれ Bq 単位の放射能 (以下, 放射能) 解析結果を示す。本解析の結果, 4.1 節と同様に, 自発核分裂が発生している場合では, 燃料部やペDESTAL 部の放射能濃度・放射能がある時刻から一定になることがわかった。また, 一部の核種では更にドライウェル部やウェットウェル部でも放射能がある時点より一定値になることが確認できた。なお, 後述する核種以外の解析結果については付録として図 E.44 から図 E.137 に示した。

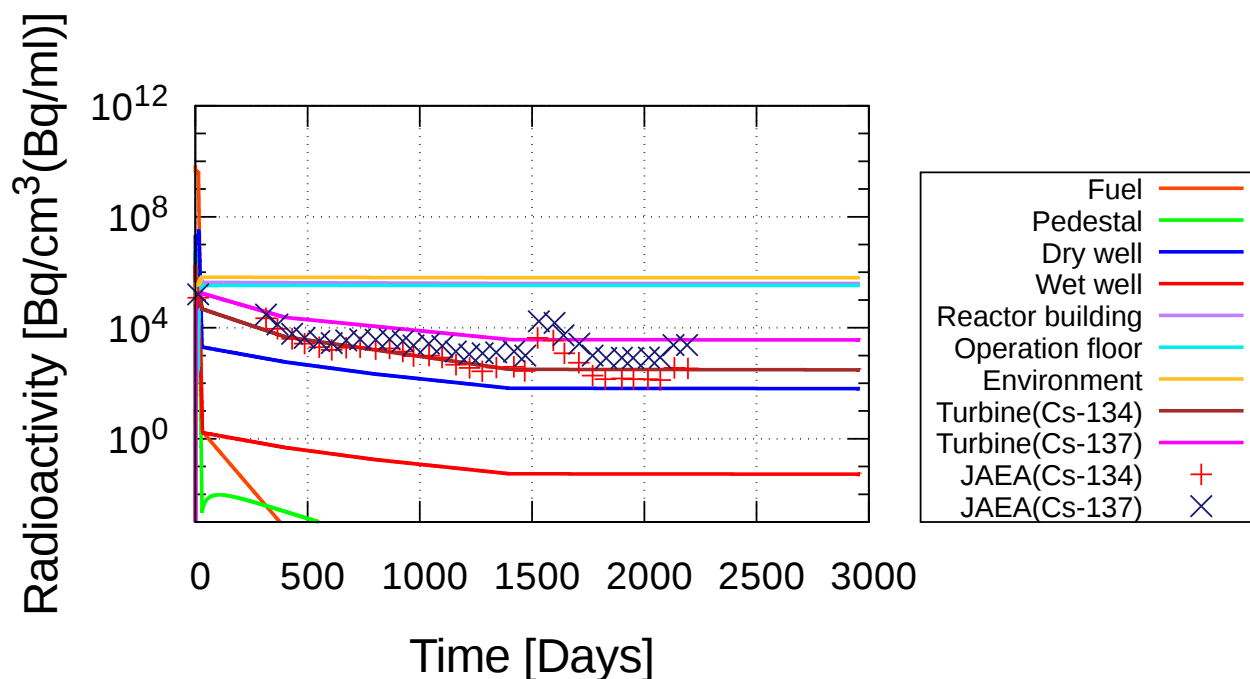


図 4.3.2: 各領域におけるセシウムの放射能濃度解析結果
(自発核分裂無し)

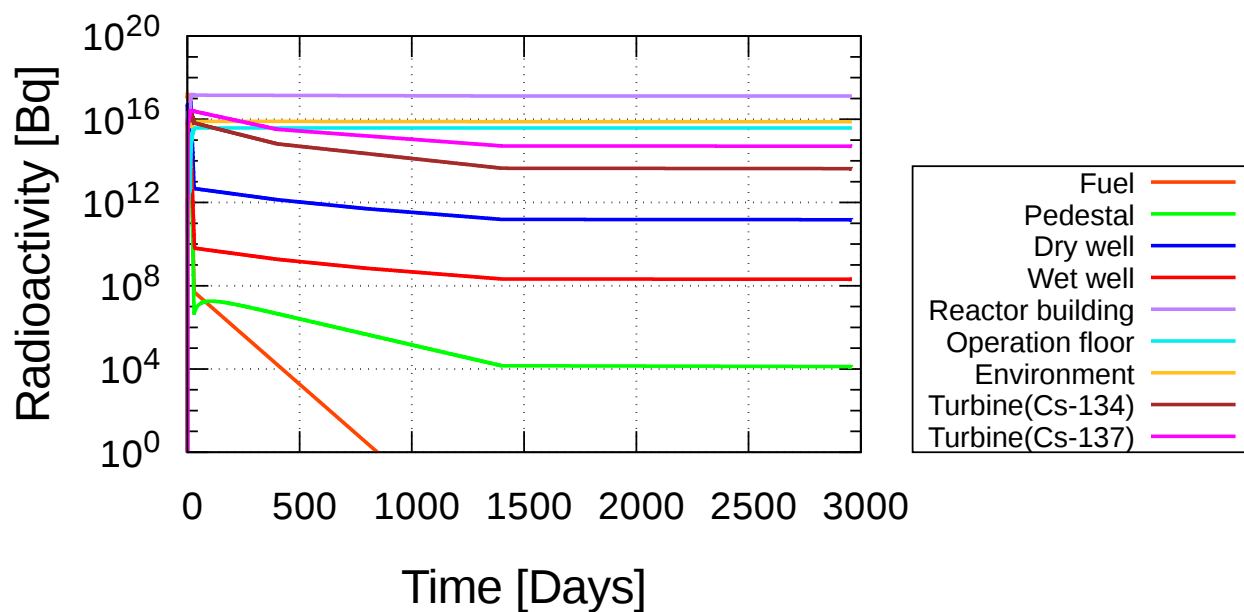


図 4.3.3: 各領域におけるセシウムの放射能解析結果
(自発核分裂無し)

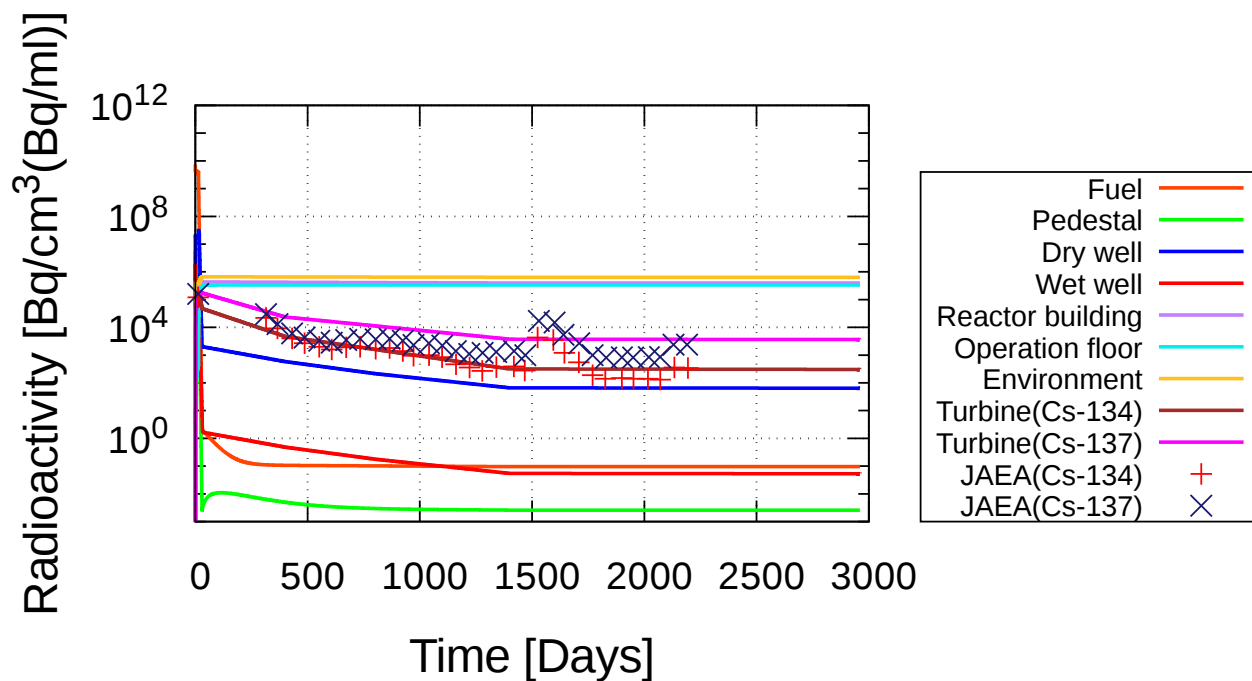


図 4.3.4: 各領域におけるセシウムの放射能濃度解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.50$)

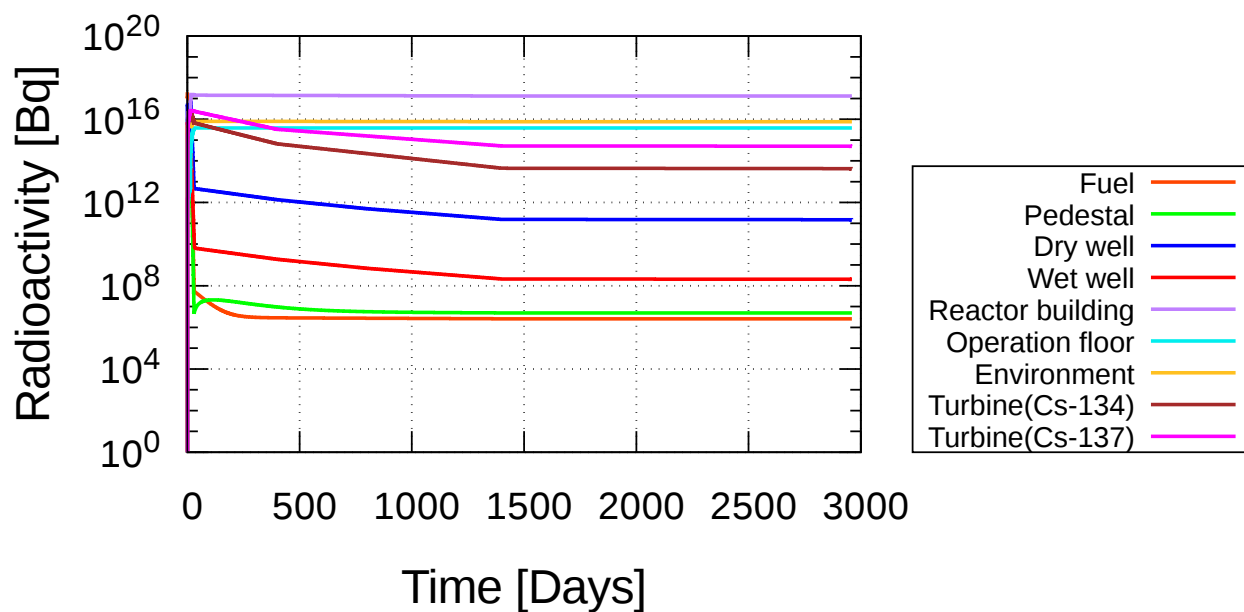


図 4.3.5: 各領域におけるセシウムの放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.50$)

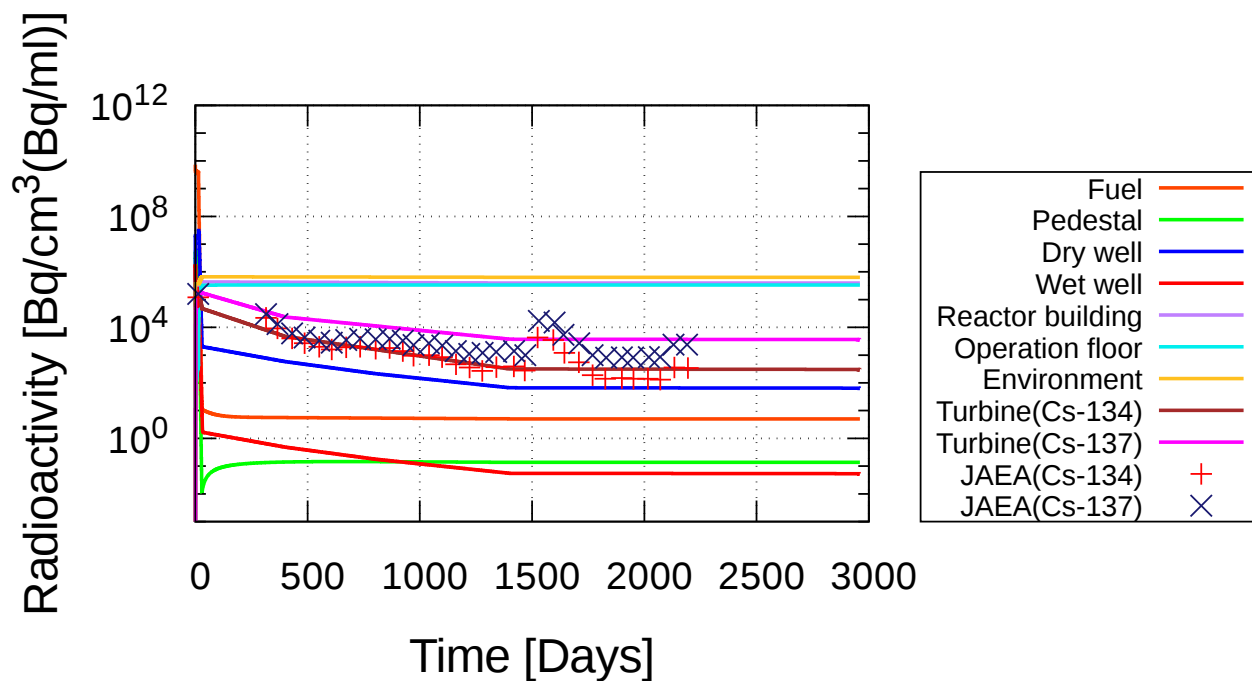


図 4.3.6: 各領域におけるセシウムの放射能濃度解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.99$)

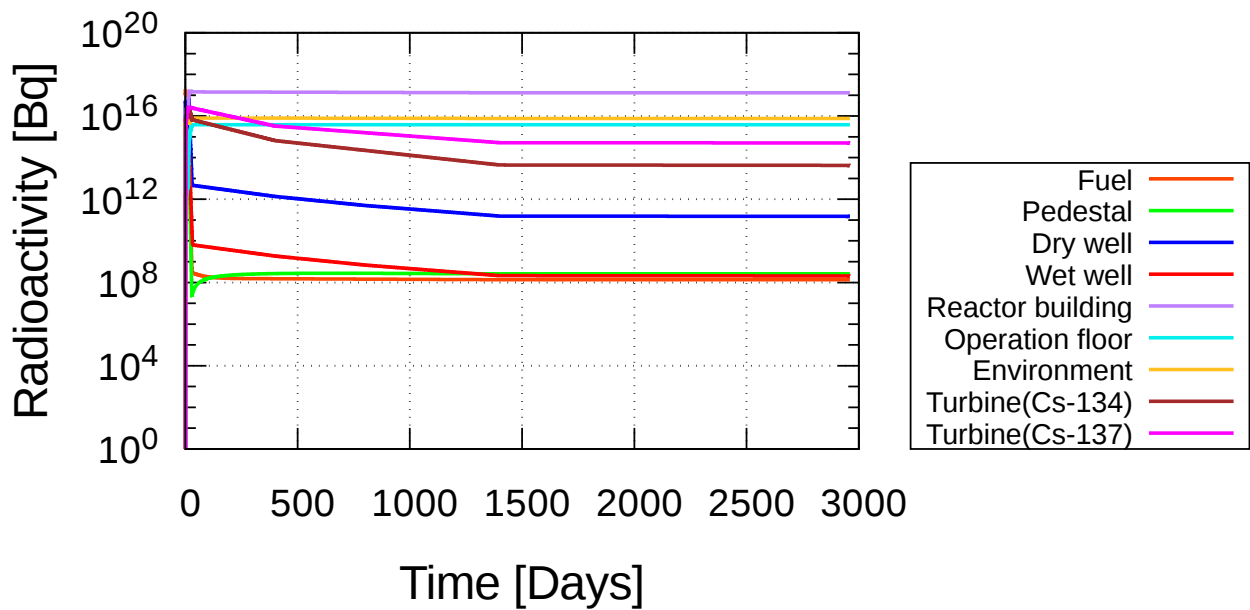


図 4.3.7: 各領域におけるセシウムの放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.99$)

自発核分裂の影響評価

図 4.3.8 から図 4.3.10 は自発核分裂の有無ごとにまとめた、燃料部とペデスタル部のヨウ素、セシウム、キセノンの放射能解析結果をそれぞれ示している。特に図 4.3.9 と図 4.3.10 の解析結果より、自発核分裂が発生している場合には、燃料部並びにペデスタル部においてある時点から放射能が一定値になっていることがわかる。これは 4.1 節でも触れたように自発核分裂などによって短半減期 FP がより多く生成されるようになり、これらの生成と崩壊とが釣り合うことによるものである。

次に、図 4.3.11 はタービン建屋地下水部におけるヨウ素、セシウム、キセノンの放射能について、自発核分裂が発生している場合と発生していない場合の双方を記載したものである。図 4.3.11 より、タービン建屋地下水部においては自発核分裂が発生している場合であっても、これらによる放射能の増加はほとんど見られないことがわかる。上記の元素にクリプトン、ストロンチウムも加えて、自発核分裂などの一連の現象が極めて臨界に近い状態で発生している場合の放射能を、自発核分裂などが発生していない放射能で比をとったものが図 4.3.12 である。同図より、自発核分裂が発生していた場合、事故後 1 年半程度の間ではヨウ素のみが最大で 20% 程度放射能は増加するものの、それ以降はヨウ素も含めて、自発核分裂が発生している場合とそうでない場合とで放射能の変化は殆ど無いことがわかる。また、例外的にキセノンのみは放射能が増加するが、タービン地下水部では、ヨウ素やセシウムと比較するとキセノンの放射能は大幅に小さい。従って、タービン地下水部では自発核分裂などの影響が放射能に対して殆ど無いことがわかる。これは、本解析では自発核分裂性核種のような重核種は移行しないと仮定していることによるものであると考えられる。本解析では重核種が移行しないと想定した。従って、仮に燃料部において極めて臨界に近いような形で自発核分裂や、自発核分裂由来の中性子による未臨界核分裂連鎖反応が発生していたとしても、その影響はウェットウェルやペデスタル、ドライウェルなどの原子炉内部に限定される。しかしながら、実際の事故では重核種など

もわずかながら移行していると考えられるため、重核種の移行も考慮して再度解析する必要がある。またこのとき、燃料部では極めて臨界に近いような状態で自発核分裂が発生していたとしても、例えば原子炉建屋やドライウエル中では中性子増倍係数は極めて小さい。従って、今後重核種の移行を考慮する際には各領域ごとの中性子増倍係数の設定もした上で解析する必要があると考えられる。

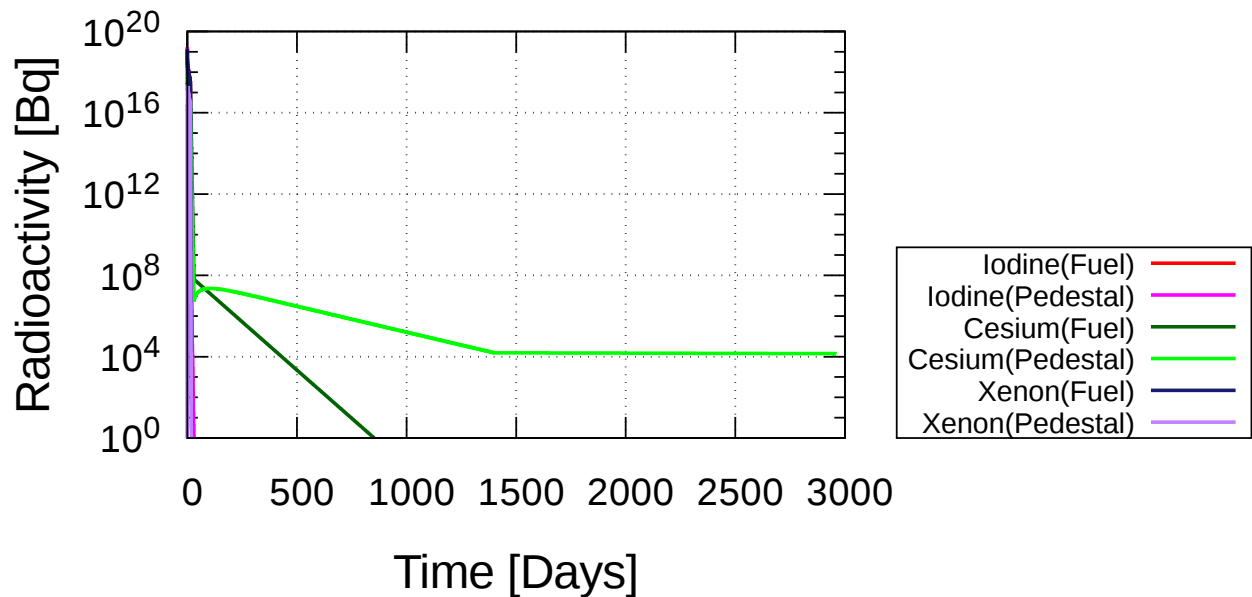


図 4.3.8: 燃料部とペデスタル部のヨウ素，セシウム，キセノンの放射能解析結果
(自発核分裂無し)

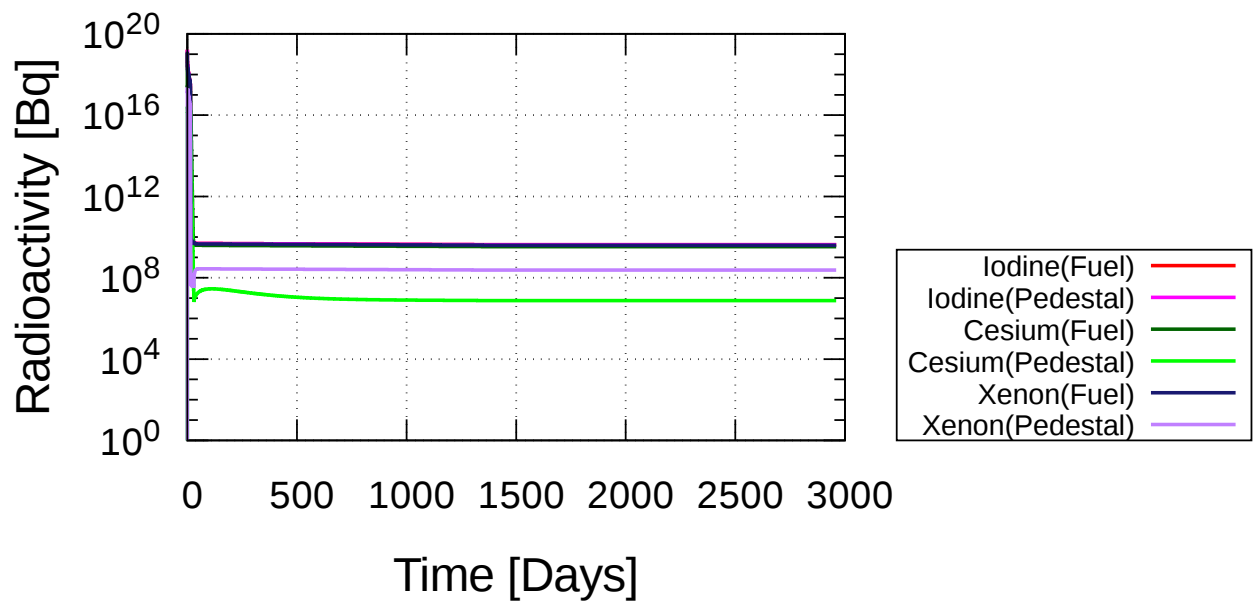


図 4.3.9: 燃料部とペデスタル部のヨウ素，セシウム，キセノンの放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.50$)

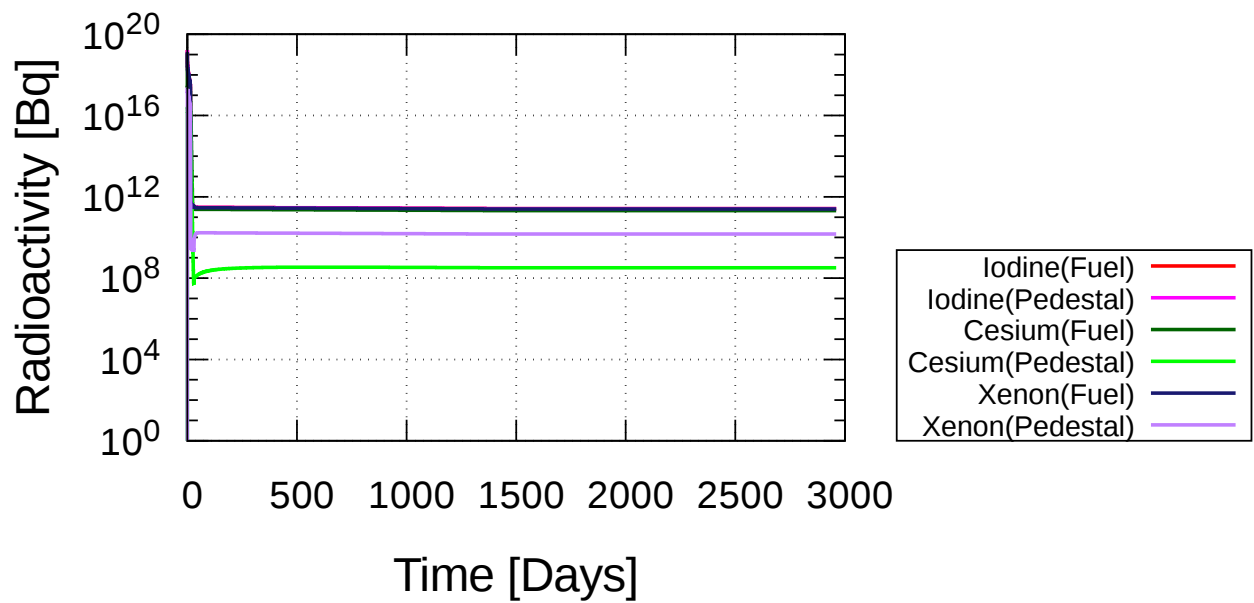


図 4.3.10: 燃料部とペデスタル部のヨウ素，セシウム，キセノンの放射能解析結果
(自発核分裂有り・ $k_{\text{eff}} = 0.99$)

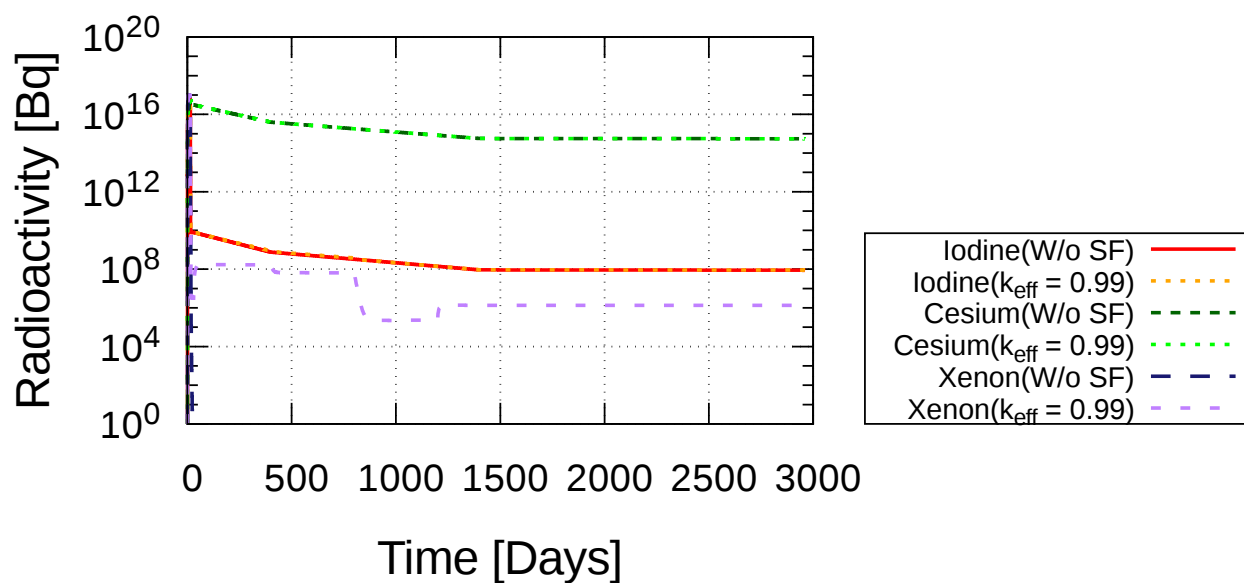


図 4.3.11: 自発核分裂の有無ごとにまとめたタービン建屋地下水のヨウ素, セシウム, キセノンの放射能

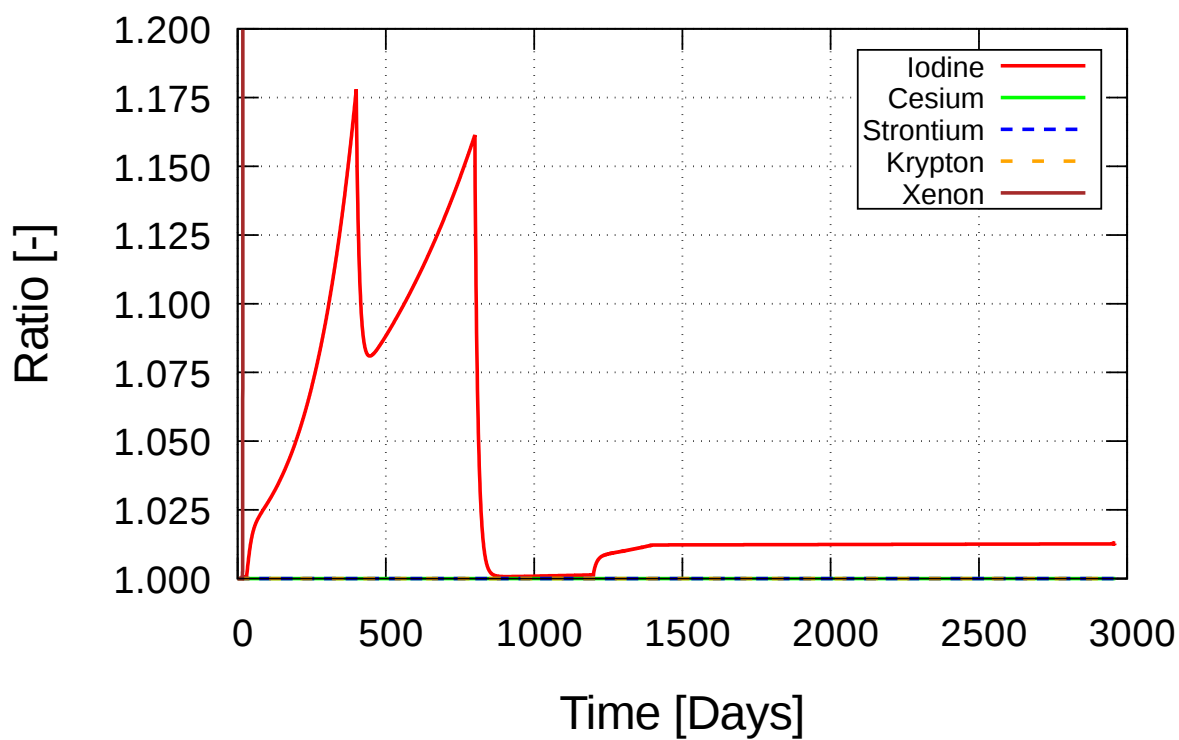


図 4.3.12: 自発核分裂が発生時の放射能を発生していない場合の放射能で比をとった場合の解析結果

自発核分裂の影響評価以外の研究課題

最後に本研究において、自発核分裂などを評価する際の各領域の中性子増倍係数の設定などに加えて、更なる課題を提示する。本節で示した統一モデルによる解析では、表 4.3.1 の仮定の下で、各領域の体積などを設定し放射能濃度についても評価した。その中で、特定の核種について放射能で評価するか、あるいは放射能濃度で評価するかによって、解析結果が逆転するようなものが存在することがわかった。

例えば、以下の図 4.3.13 と図 4.3.14 は自発核分裂が発生していない場合の、各領域におけるセシウムの放射能と放射能濃度の解析結果をそれぞれ示したものである。まず放射能単位で各領域を比較すると、原子炉建屋、外部環境、オペレーションフロア、タービン地下水の順番で放射能が高いことがわかる。一方、放射能濃度で比較をすると、外部環境、原子炉建屋、オペレーションフロア、タービン地下水の順番で放射能濃度が高くなっていることがわかる。そのため、今後解析を継続していく中で放射能やインベントリなど絶対量で比較をする場合の解析結果と、放射能濃度や数密度のような各領域の体積を考慮した場合のもので評価する場合とで、放射能の高低などの傾向が変わる場合も存在すると考えられる。また、本解析ではタービン地下水の体積については同型機のタービン建屋の体積の半分と仮定したが、これらについても例えば東京電力の事故復旧作業の進展状況に関する資料なども踏まえて、新たにいくつかの体積を仮定して解析することによって、今後の廃炉作業を行う上でより正確な評価が可能であると考えられる [10][11]。

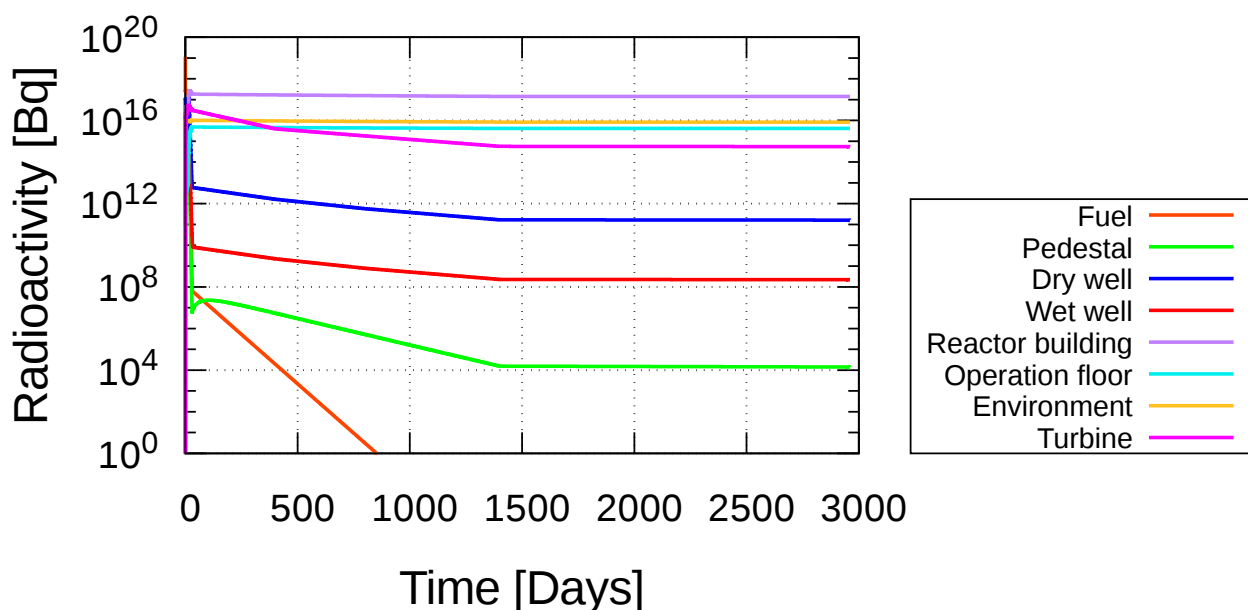


図 4.3.13: 各領域におけるセシウムの放射能の解析結果

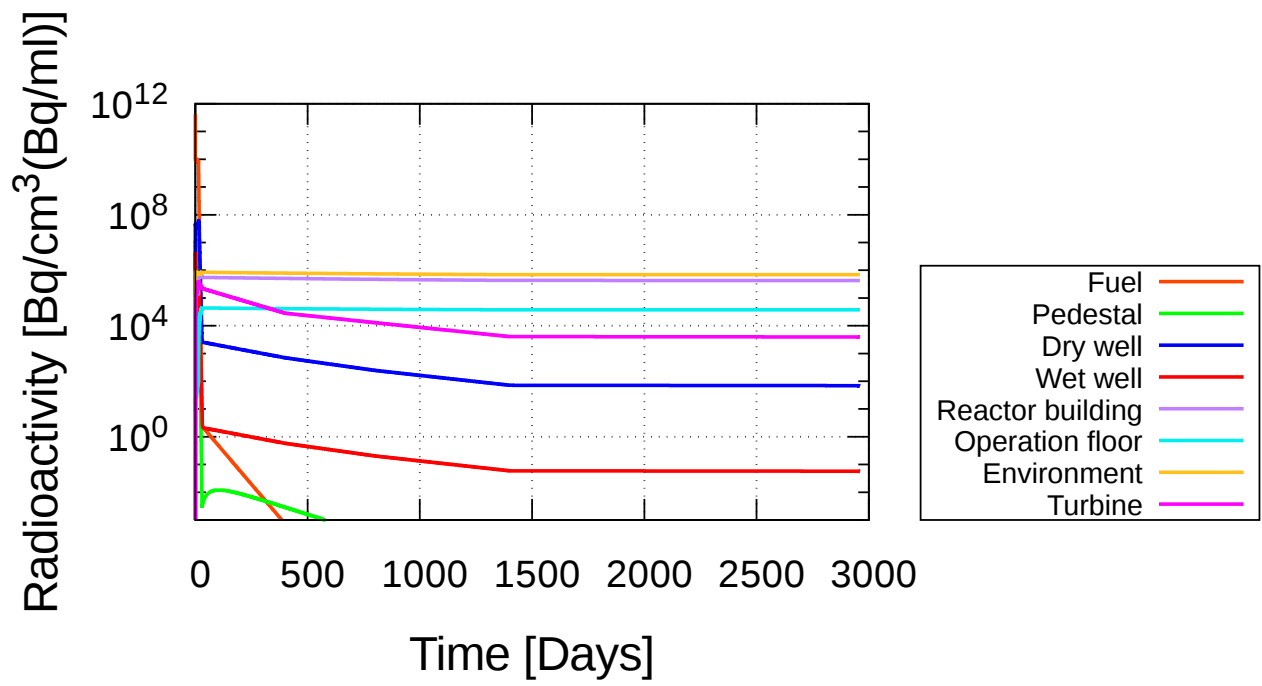


図 4.3.14: 各領域におけるセシウムの放射能濃度の解析結果

5 結論

本研究では、CBZ を基にして 1F1 号機内部の放射能インベントリ解析を行えるように改良コードを開発した。また本研究では、事故に作成された調査報告書や、Phébus 原子炉での過酷事故実験結果を活用して、放射性物質の移行係数を作成し各領域のインベントリ解析を行った。特に事故後 2000 日間程度の長期的な解析，140 時間程度の短期的な解析，そしてそれらを統一したモデルを作成しインベントリ解析を行った。各解析結果より得られた結論などについては以下の通りである。

- 事故後 2000 日の長期解析
 - － エネルギー総合工学研究所の結果に基づき，汚染水中の様々な核種のインベントリ解析が行えるようになった。
 - － また，自発核分裂発生時の汚染水中のインベントリ解析も行えるようになった。
 - － 本解析条件下では，汚染水中の自発核分裂などの一連の影響は殆ど無いことが確認できた。
 - － ただし，一部の核種では自発核分裂によって放射能がある時点から一定値になることも確認できた。
- 事故後 140 時間の短期解析
 - － エネルギー総合工学研究所の結果に基づき，解析箇所の各領域における様々な核種のインベントリの存在割合を測定できるようになった。
 - － 更に，水素爆発による外部環境への放射性物質放出についても評価が可能になった。
 - － また，本解析コードを使用することによって，環境に放出されないと仮定した核種であっても放出する核種の崩壊による生成の影響評価が行えるようになった。
 - － しかしながら，今後さらなる高精度な解析のために水素爆発時における事故事象の進展についての調査や，移行経路の詳細化が必要である。
- 統一モデルによる総合解析結果
 - － 汚染水の調査結果などを踏まえて各領域のインベントリ解析を行えるようになった。
 - － この解析では，自発核分裂による影響評価も行ったがその結果，今回の仮定の下では自発核分裂などの影響は原子炉内に限定されることがわかった。
 - － しかしながら，今回の解析条件では重核種の移行を考慮していなかったため，今後はこれらの核種についても移行すると考え，また各領域の中性子増倍係数なども任意に変更できるように整備した上で更に解析が必要であることを確認できた。
 - － また，各種の解析結果について，インベントリなどを絶対量として評価するか，数密度などを用いて評価するかによって整合性が得られない場合が見受けられた。従って，今後さらに移行経路や事故の進展事象に加えて，各領域の体積などのデータについても整備していく必要があると考えられる。

今後は，各領域の中性子増倍係数の設定や体積の設定などを行うことによって，更に高精度な計算が行えると考えられる。また本改良コードの機能の一つである，自発核分裂などによる短半減期 FP の生成などを応用することによって，後述の付録のとおり，デブリの臨界管理への応用なども可能であると考えられる。また本論文では触れられなかったものの，研究目的の項目や後述の付録に提示したとおり，本改良コードではこれらに加えて，遮蔽計算なども行えるため，今後の廃炉作業に向けて有効な解析結果を提示していけると考えられる。

6 参考文献

- [1] Y. Kawamoto, G. Chiba, M. Tsuji, T. Narabayashi, “ Numerical solution of matrix exponential in burn-up equation using mini-max polynomial approximation, ” Ann. Nucl. Energy, 80, p.219 (2015).
- [2] ” 福島原子力事故調査報告書 ”, 東京電力株式会社, 平成 24 年 6 月 20 日
- [3] ” Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ ”, 日本原子力学会水化学部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会, 2017 年 5 月
- [4] ” 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価 6. 過酷事故解析コードによる福島事故時の FP 放出・移行の検討 ”, エネルギー総合工学研究所, 白井浩嗣, 内田俊介, 岡田英俊, 内藤正則, 鈴木博之, 原子力学会 2015 年春の年会 (H26)
- [5] ” 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価 9.FP の汚染水としての流出量評価 ”, エネルギー総合工学研究所, 鈴木博之, 内田俊介, 岡田英俊, 内藤正則, 伊藤あゆみ, ペルグリニマルコ, 原子力学会 2015 年秋の大会 (C39)
- [6] ” 福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言 -学会事故調最終報告書- ”, 一般社団法人日本原子力学会東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会著, 丸善出版, 平成 26 年 3 月 11 日
- [7] ” 東日本大震災合同調査報告 原子力編 ”, 東日本大震災合同調査報告書編集委員会 (公益社団法人日本地震工学会発行), 2015 年 1 月 15 日初版
- [8] ” 軽水炉発電所のあらまし (改訂第 3 版) ”, 原子力安全研究協会, 平成 20 年 9 月
- [9] ” 軽水炉燃料のふるまい ”, 原子力安全研究協会-軽水炉燃料のふるまい編集委員会, 平成 10 年 7 月
- [10] ” 島根原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 (2 号炉増設) ”, 中国電力株式会社, 昭和 56 年 8 月
- [11] ” 福島第一原子力発電所における汚染水対策の進捗状況 ロードマップ改定 (2015 年 6 月) 以降の進捗状況 ”, 東京電力ホールディングス株式会社, 2017 年 7 月
- [12] ” CHART OF THE NUCLIDE 2014 核図表 ”, JAPANESE NUCLEAR DATA COMMITTEE AND NUCLEAR DATA CENTER JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY
- [13] ” 「核分裂生成物 (FP) 挙動」研究専門委員会の設立に向けての活動状況 ”, 日本原子力学会水化学部会報第 8 号, エネルギー総合工学研究所, 内田俊介
- [14] ” 福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について (第 340 報) ”, 東京電力ホールディングス株式会社, 平成 30 年 2 月 13 日
- [15] ” 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集-試行版- ”, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (平成 30 年 10 月アクセス)
< <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/> >

7 謝辞

本研究を進めていくにあたり、指導教官である千葉豪准教授には丁寧な指導ならびにご指摘を賜りました。また、研究を進めていく上で特に移行係数を設定する際などは山本泰功助教にも熱水力的な観点から、多くの参考になる意見を頂きました。更に、修士1年生までは奈良林直特任教授(現東工大教授)にも大変丁寧なご指導を賜りましたこと深く感謝申し上げます。皆様のご指導がなければ、この修士論文は完成していなかったと思います。

原子炉工学研究室に3年間所属したことになりますが、私は学部生のころは実験系の研究を、大学院に進学してからは解析系の研究をそれぞれ行いました。様々なことを経験させていただき、今振り返ってみるととても有意義で楽しい時間でした。研究室の同期であった片桐くん、北原くん、二平くん、晴山くんには普段から研究に関することやそれ以外のことで多くのことを語り合いながら、同じ時間を共有でき改めて貴重な経験であったと思っています。最後に、多くの方のおかげでこの修士論文を作成することができました。改めて深く感謝いたします。本当にありがとうございました。

平成31年2月1日

付録

A 140 時間短期解析並びに総合解析の移行半減期設定コンセプト

4.2 節の 140 時間の短期解析並びに、4.3 節の総合解析中のセシウムの移行半減期の設定コンセプトについては、本付録にそれぞれ掲載した。なお、現時点ではまだ移行条件の再現については、不確かな部分も多いことから今後さらに調査が必要であると考えられる。

A.1 短期解析の移行半減期の設定コンセプト

表 A.1: 140 時間短期解析における移行半減期の設定コンセプト

事故後の経過時間	設定コンセプト
6 時間後	溶融燃料の落下開始・SR 弁よりウェットウェルに汚染蒸気が移動し始める
7 時間後	最初の溶融燃料が落下したことによって、徐々に移行しにくくなると仮定
8 時間後	燃料部からのさらなる移行量低下を仮定
16 時間後	図 4.2.1 より、ウェットウェルへの移行が低下することを踏まえて設定
20 時間後	冷却作業の開始などによって移行が再びしにくくなると仮定
24.75 時間後	水素爆発の発生による外部環境への放出を設定
25 時間後以降	水素爆発による外部環境への放出が終了したと仮定

A.2 総合解析の移行半減期の設定コンセプト

表 A.2: 総合解析における移行半減期の設定コンセプト

事故後の経過時間	設定コンセプト
6 時間後	溶融燃料の落下開始・SR 弁よりウェットウェルに汚染蒸気が移動し始める
7 時間後	最初の溶融燃料が落下したことによって、徐々に移行しにくくなると仮定
8 時間後	燃料部からのさらなる移行量低下を仮定
14 時間後	外部より注水作業が開始されたことによりタービン建屋地下水に移行が始まる
16 時間後	注水作業の中断により一時的にタービン建屋地下水への移行がなくなると仮定
20 時間後	冷却作業の開始などによって移行が再びしにくくなると仮定
24.75 時間後	水素爆発の発生による外部環境への放出を設定
25 時間後	水素爆発による外部環境への放出が終了・注水作業の再開
29 時間後	海水の注水開始によって冷却作業が更に強化されたことを仮定
14 日後	JAEA のサンプリング結果を踏まえて設定
400 日後	
800 日後	
1000 日後	
1200 日以降	

B 本研究における移行半減期 (移行係数) の計算方法

本研究では、各元素の移行係数の設定が重要となる。本研究では Phébus FPT3 の実験結果を用いて、各元素の移行係数を設定し解析に取り組んだ。なお、本改良コードでは移行係数を直接設定するのではなく、移行係数の逆数である移行半減期を元素ごとに設定して評価した。本節では、この移行半減期の計算方法について示す。まず、表 B.1 は表 3.5.4 の中から希ガス元素のみを抜粋したものである。また、FPT3 の実験時間は、再記すると 17370 秒であった。

表 B.1: FPT3 実験における希ガス元素の放出割合

元素	模擬燃料からの移行割合 %
Kr	82
Xe	74

上記の表 B.1 は、「17370 秒間に燃料からそれぞれ元素 (ここでは希ガス) が何 % 放出されたのか」を意味する。従って、燃料中にはこれらを差し引いた量だけが残存していることになる。従って Kr は 26%, Xe は 18% が燃料中に残存したことになる。本計算で求める移行半減期は、元素ごとに初期量の 50% に減る時間である。従って、クリプトンとキセノンの移行半減期をそれぞれ $T_{\text{Kr.Tr}}$, $T_{\text{Xe.Tr}}$ とすると、自然対数を $\ln$ と表すとして

$$T_{\text{Kr.Tr}} = \frac{\ln(50) - \ln(100)}{\ln((18)/100)} \times 17370 \doteq 7.02 \times 10^3 \quad (\text{B.1})$$

$$T_{\text{Xe.Tr}} = \frac{\ln(50) - \ln(100)}{\ln((26)/100)} \times 17370 \doteq 8.94 \times 10^3 \quad (\text{B.2})$$

となる。このとき例えば上記のクリプトンの移行半減期を示す式中に、直接放出量を代入するとまだ原子炉内部に 82% クリプトンが残存しているということになる。本来であれば、実験中のある時点で初期量の 50% になるはずであるから、実験結果に一致しなくなるため注意が必要である。

本研究では、上記の計算を表 3.5.4 の各元素で行い、表 3.6.1 を得た。なお、表 3.5.4 中の元素の中で、不等号が付いている元素については、例えば Cs であれば 40%, La であれば 0.059% といったように、その値を漏洩量の最大値と考え設定した。

CBZによって解析可能な調査項目

本改良コードでは、福島第一原子力発電所の廃炉に関して以下の内容についての解析も可能である。本研究では以下の項目については取り組まなかったが、今後の研究の展望も踏まえて付録として記載した。

C 中性子増倍係数の変化によるデブリの臨界管理

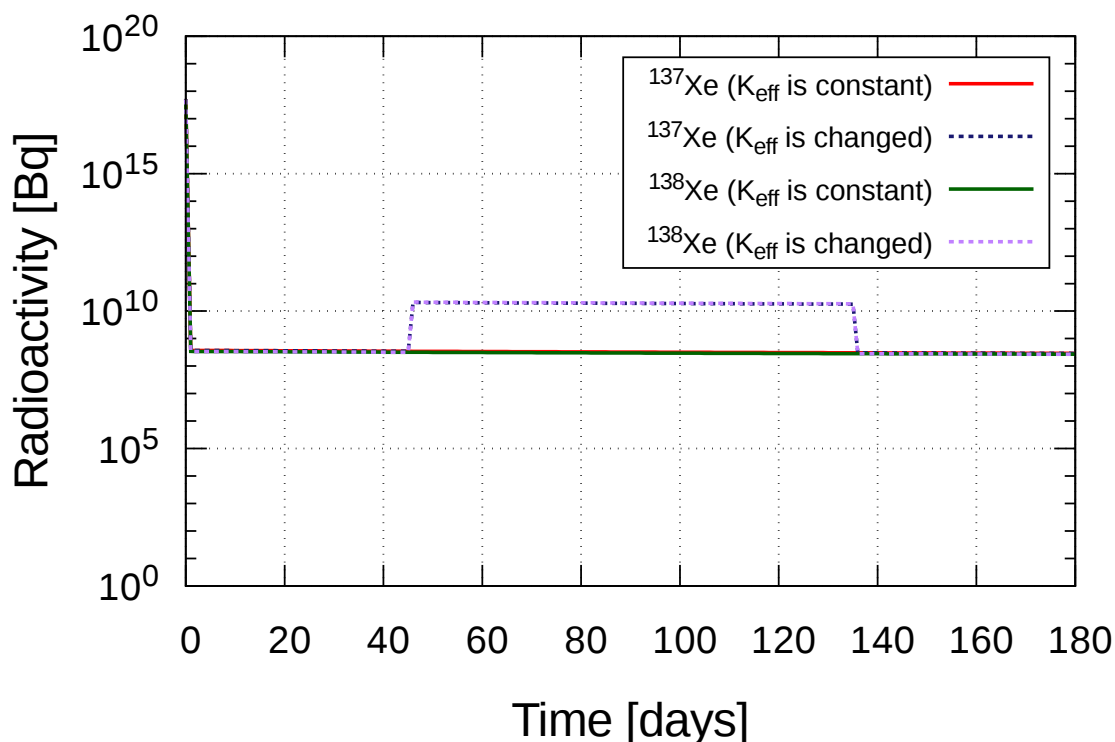


図 C.1: 中性子増倍係数を変化させた場合の Xe-137 ならびに Xe-138 の放射能

廃炉作業中にデブリを解体していく中で、再臨界を防止することは非常に重要である。また、現時点においても炉心内部状況を監視し、デブリ内で再臨界が発生していないかを管理する必要がある。更に本研究でも取り扱った自発核分裂由来の中性子による未臨界核分裂連鎖反応の評価を行うことも、再臨界防止の観点から重要な調査項目になると考えられる。本改良コードでは、使用者が任意に自発核分裂が起こっている際の中性子増倍係数を特定の時刻ごとに変更することが可能である。

図 C.1 はある時点で、中性子増倍係数が増加した場合とそうでない場合との放射能解析結果を比較したものである。同図では、中性子増倍係数が 0.50 で一定であったものが、ある時点で 0.99 に変化する。キセノンのような短半減期 FP が多い物質を用いて本改良コードで解析を行い、中性子増倍係数が増加した場合のデータベースなどを作成することによって、臨界防止などにも活用出来ると考えられる。

本研究では、このような再臨界管理の観点についてまで取り組むことができなかった。しかしながら、今後本改良コードを再臨界監視などにも十分応用可能であると考えられる。

D デブリ等を遮蔽する際に安全な遮蔽厚さがどの程度になるかの検討

廃炉作業で生じた、放射性廃棄物は放射能レベルに応じて適切な厚さで遮蔽する必要がある。また、遮蔽をした後に生じる放射線量なども定量的に評価することが重要となる。

本改良コードでは、以下の図 D.1 のように放射性物質を特定の遮蔽材料で、任意の厚さで遮蔽した場合の γ 線量を解析可能である。まず、放射性廃棄物を半径 r の球体と仮定する。さらにこの廃棄物の外側に厚さ r_s の遮蔽材料で球状に覆う (従って遮蔽材料を含めた半径は $r + r_s$ となる)。このとき、遮蔽材料の中心から半径 r_u の位置の吸収線量を算出することが可能である。また本改良コードでは、 r , r_s , r_u のすべてを任意に設定し評価出来る。

以下に解析結果の一例として、自発核分裂が極めて臨界に近いような場合 ($k_{\text{eff}} = 0.99$) で事故発生 10 年後に燃料部の廃炉作業を行う際の透過線量の計算結果を提示する。なお、本解析では燃料部の半径を 10cm とした場合のものを示した。

図 D.2 にいくつかの遮蔽材料で、その厚さをそれぞれ変更した場合に空气中に漏洩する線量を解析した結果を示す。また図 D.3 から図 D.6 に、遮蔽材料ごとに厚さを変えた場合に漏れ出す放射線のスペクトル分布を示す。まず図 D.2 の結果より、今回の条件では鉛を 30cm 程度、もしくは鋼鉄を 50cm 程度被覆した場合であれば、十分に遮蔽が可能であることがわかる。

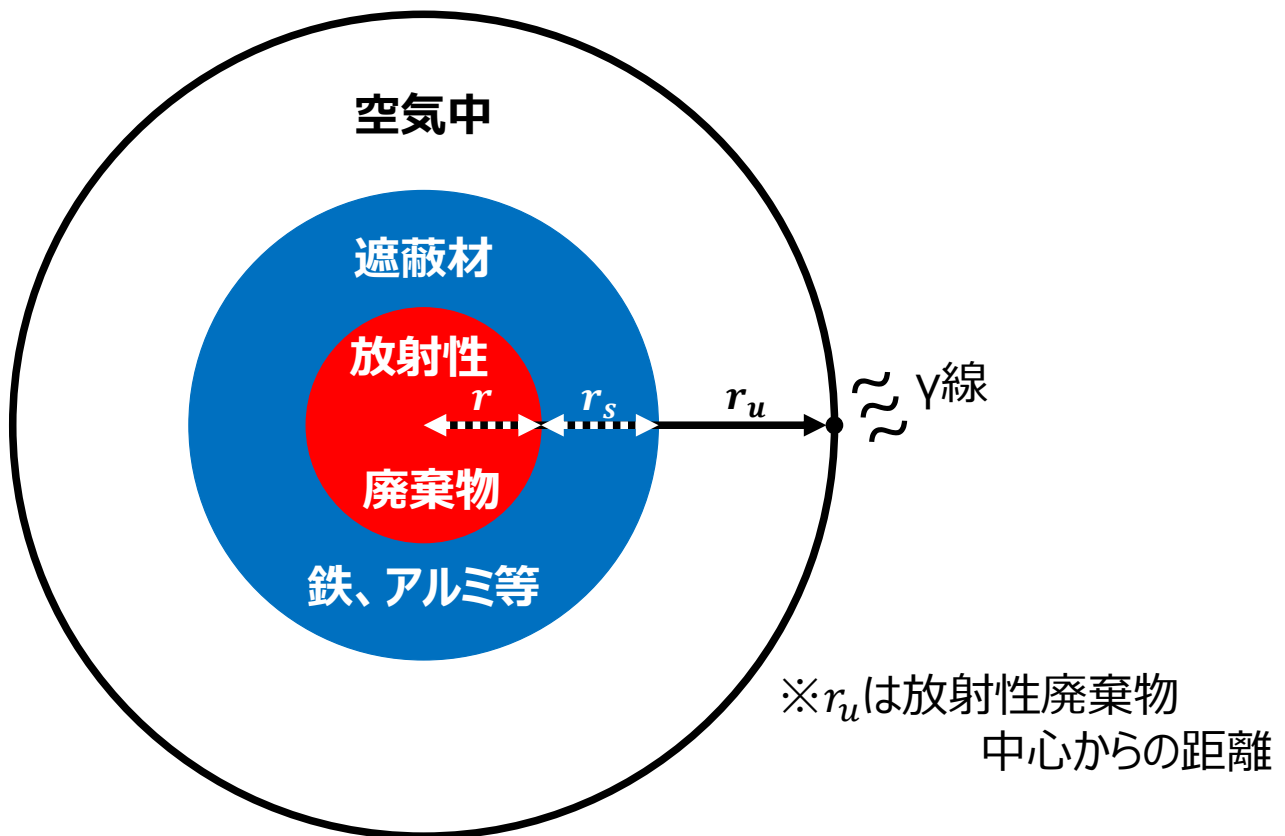


図 D.1: 本改良コードで線量計算などを行う場合の解析体系の断面図

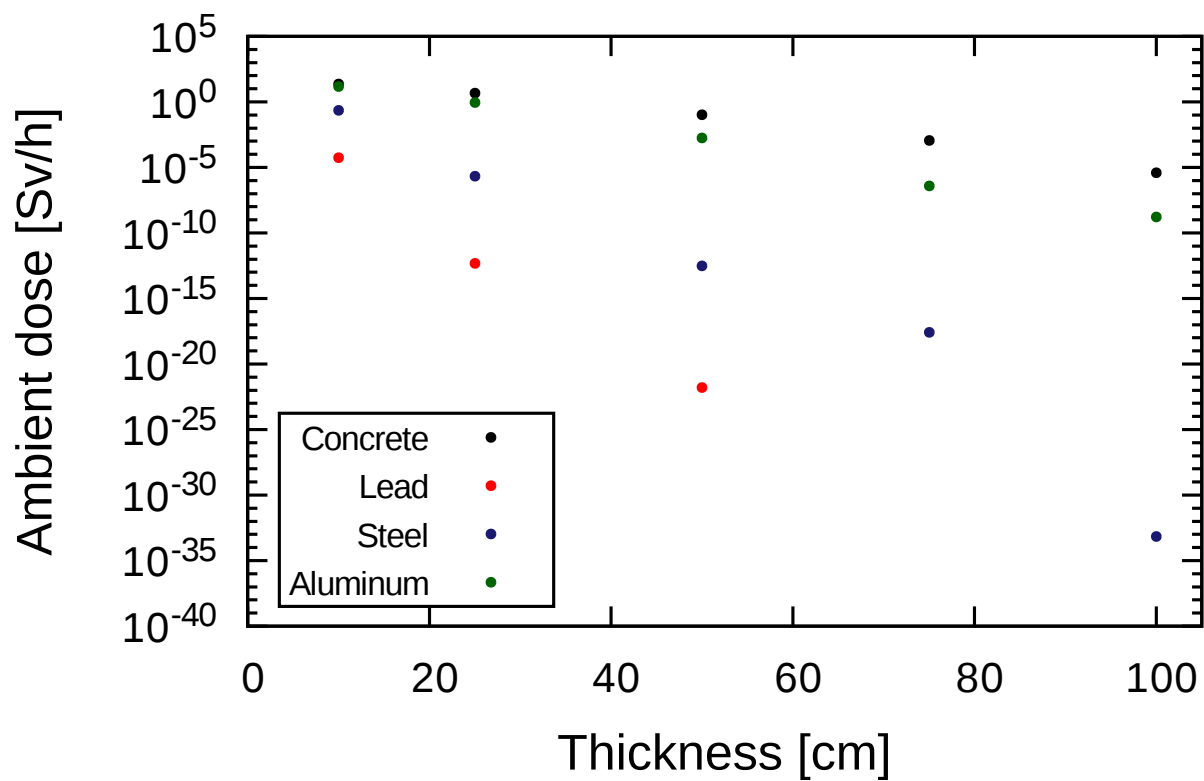


図 D.2: 遮蔽材料の厚さをそれぞれ変更した時の空気中の線量

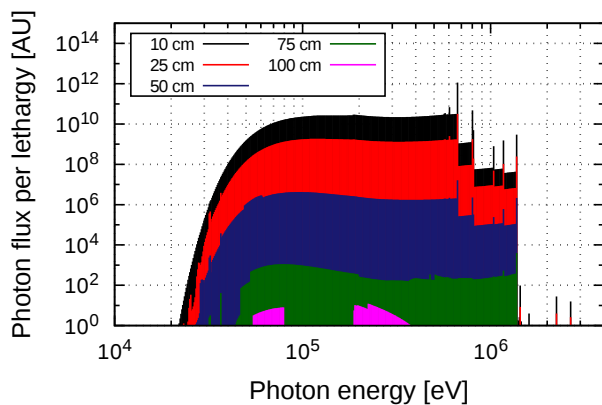


図 D.3: 漏洩放射線のスペクトル分布
(アルミニウム)

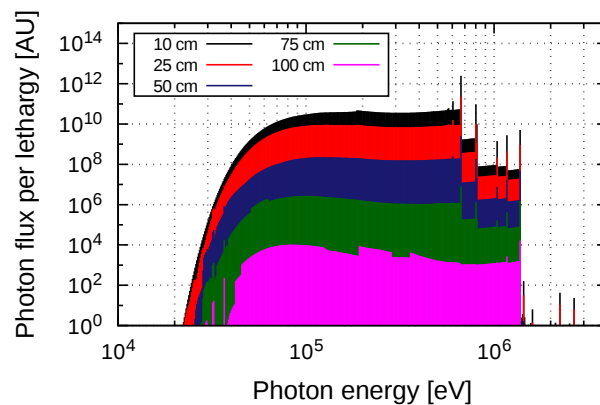


図 D.4: 漏洩放射線のスペクトル分布
(コンクリート)

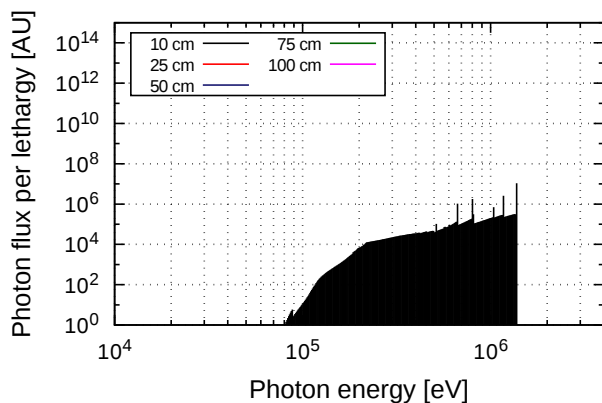


図 D.5: 漏洩放射線のスペクトル分布
(鉛)

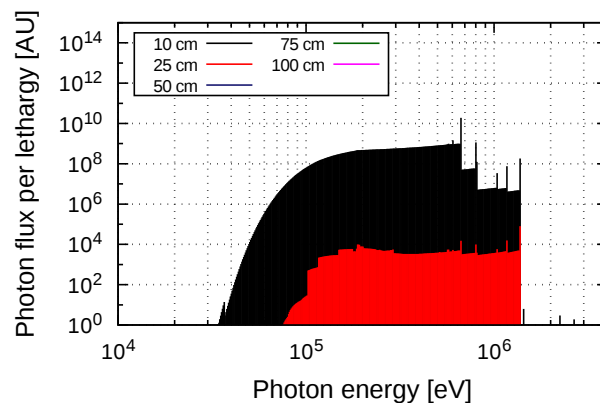


図 D.6: 漏洩放射線のスペクトル分布
(鋼鉄)

E 本文に掲載しなかった図表

第3章

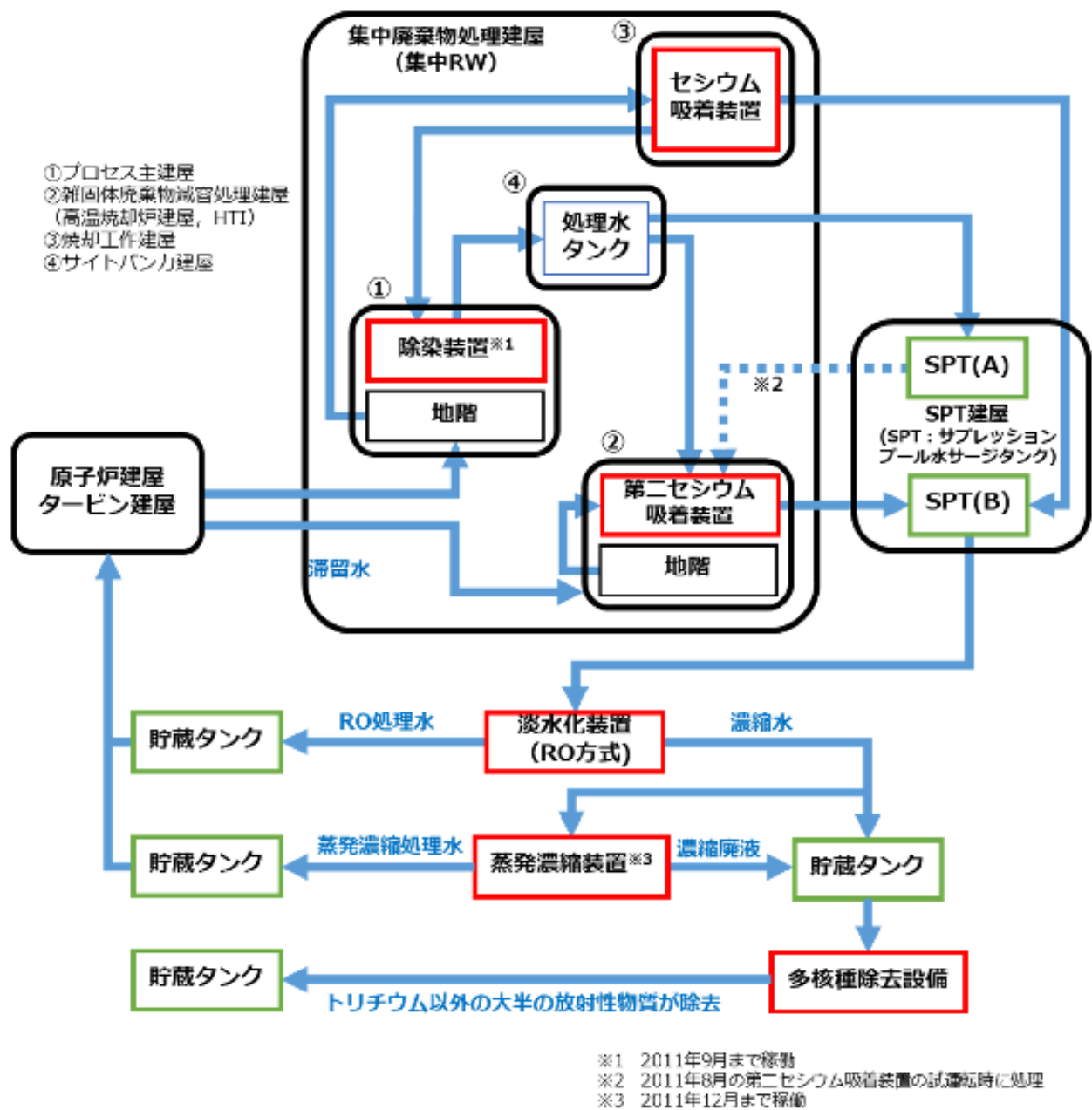


図 E.1: JAEA によって作成された汚染水の循環経路図

第 4 章

第 4.1 節

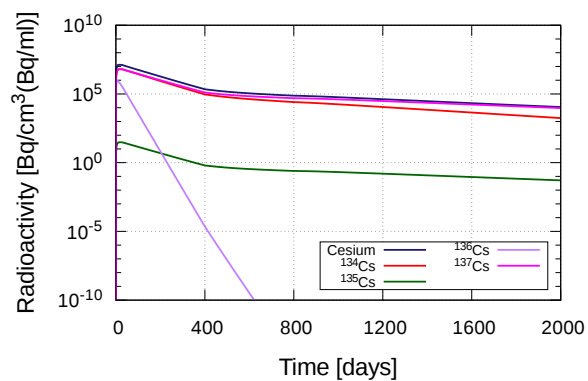


図 E.2: セシウムの放射能

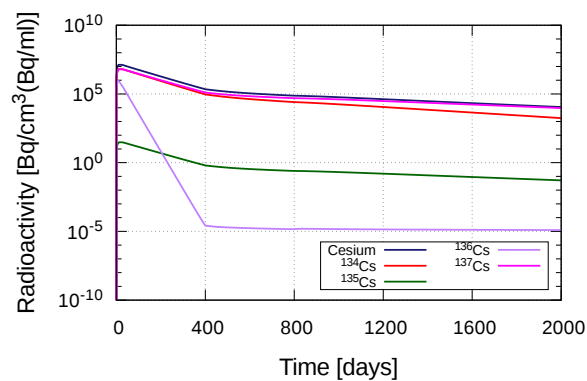


図 E.3: セシウムの放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

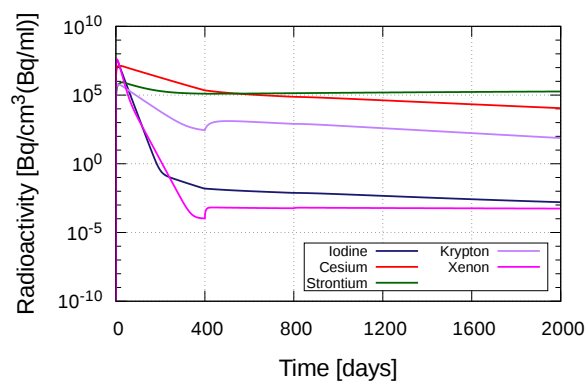


図 E.4: 複数元素の放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

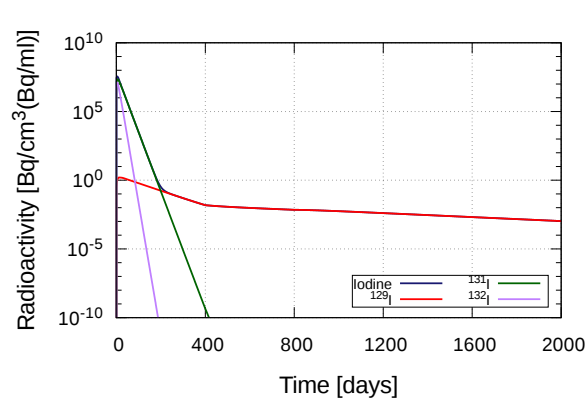


図 E.5: ヨウ素の放射能 (自発核分裂無し)

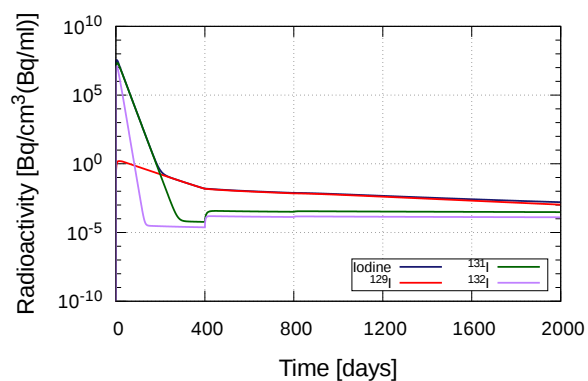


図 E.6: ヨウ素の放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

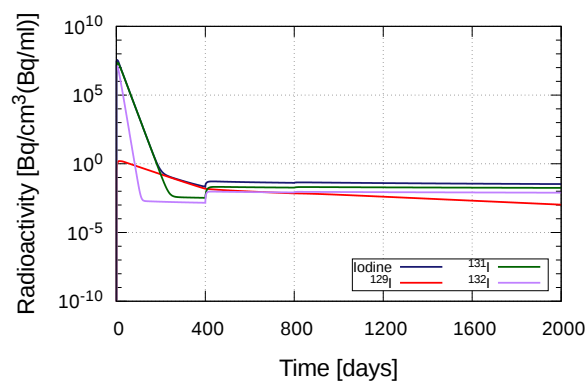


図 E.7: ヨウ素の放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

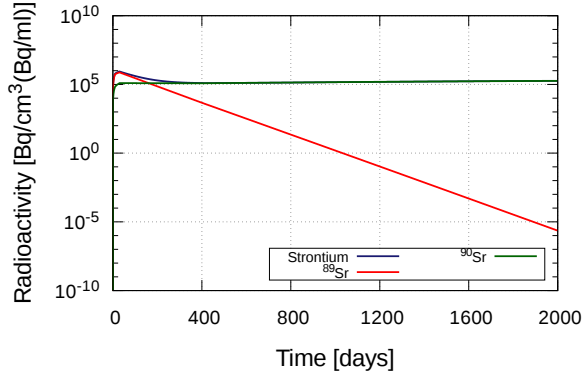


図 E.8: ストロンチウムの放射能 (自発核分裂無し)

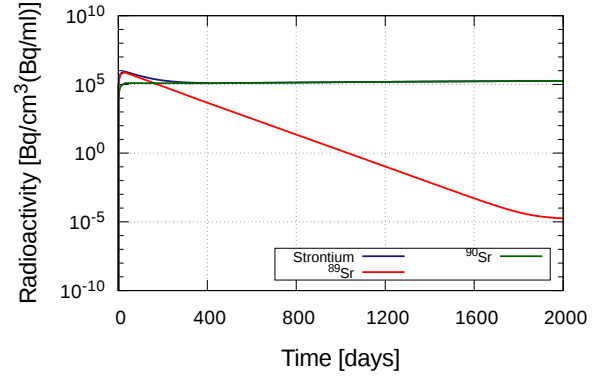


図 E.9: ストロンチウムの放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

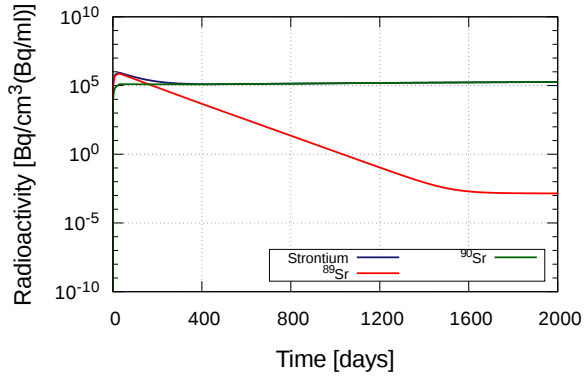


図 E.10: ストロンチウムの放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

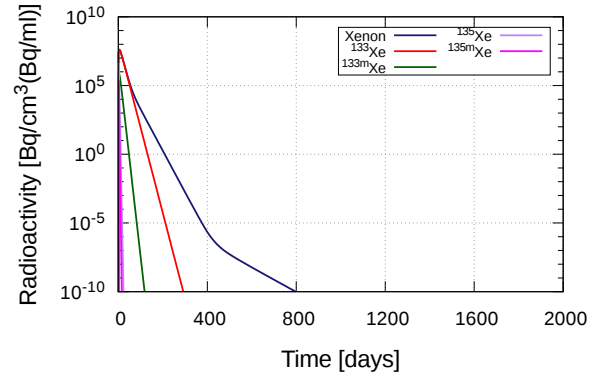


図 E.11: キセノンの放射能 (自発核分裂無し)

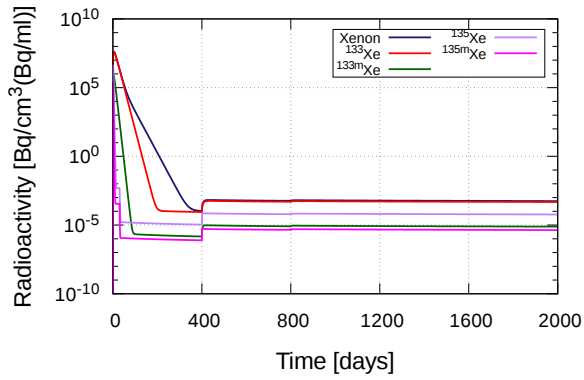


図 E.12: キセノンの放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

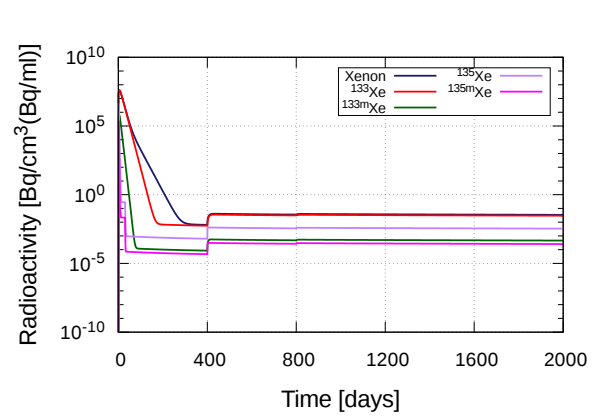


図 E.13: キセノンの放射能 ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

第 4.2 節

解析した各元素と図番は以下の表 E.1 の通りに配置した。また，解析結果について図番号が奇数のものが放射能の解析結果を，また偶数のものが各核種について初期インベントリに対する各領域での存在割合を示している。また，表 E.1 について元素としてみた場合の解析結果については，例えばセシウムの解析結果は Cs(元素) のように，元素記号の後に元素であることを明記した。また，同位体別に解析したものについては例えば Cs-137 のように記載した。

表 E.1: 各元素と図番号の一覧 (第 4.2 節)

元素 (同位体含む)	図番号
セシウム	
Cs(元素)	図 E.14～図 E.15
Cs-134	図 E.16～図 E.17
Cs-135	図 E.18～図 E.19
Cs-136	図 E.20～図 E.21
ヨウ素	
I(元素)	図 E.22～図 E.23
I-129	図 E.24～図 E.25
I-132	図 E.26～図 E.27
クリプトン	
Kr(元素)	図 E.28～図 E.29
ストロンチウム	
Sr(元素)	図 E.30～図 E.31
Sr-89	図 E.32～図 E.33
Sr-90	図 E.34～図 E.35
キセノン	
Xe-133	図 E.36～図 E.37
Xe-133m	図 E.38～図 E.39
Xe-135	図 E.40～図 E.41
Xe-135m	図 E.42～図 E.43

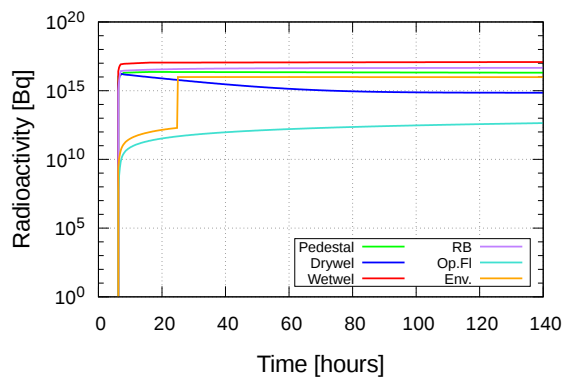


図 E.14: Cs(元素) の放射能

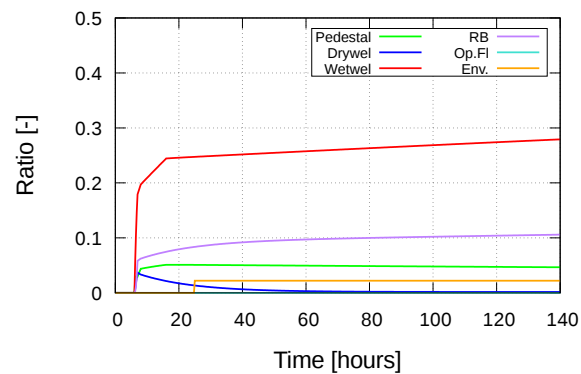


図 E.15: Cs(元素) の存在割合

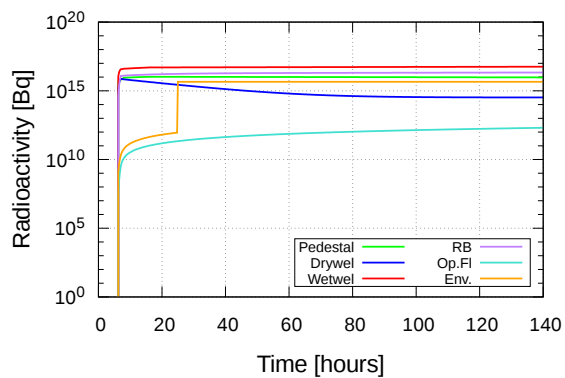


図 E.16: Cs-134 の放射能

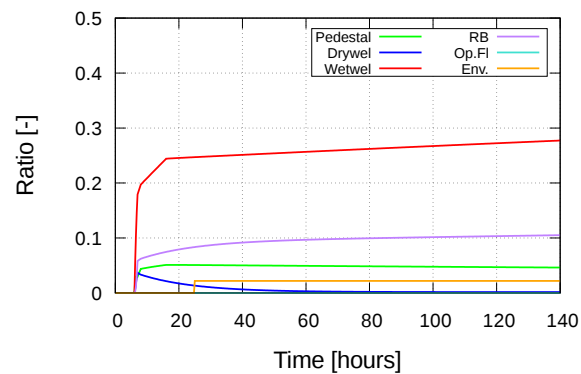


図 E.17: Cs-134 の存在割合

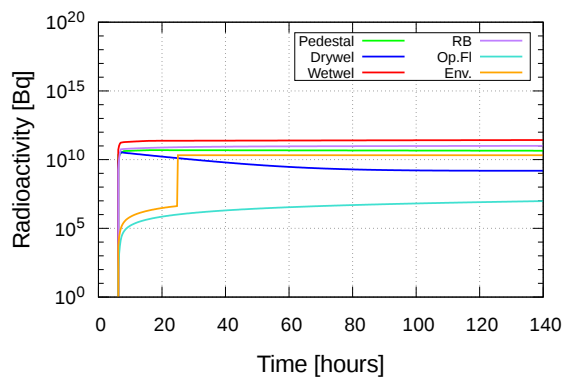


図 E.18: Cs-135 の放射能

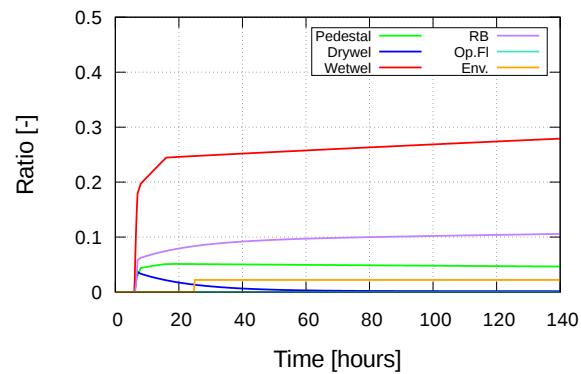


図 E.19: Cs-135 の存在割合

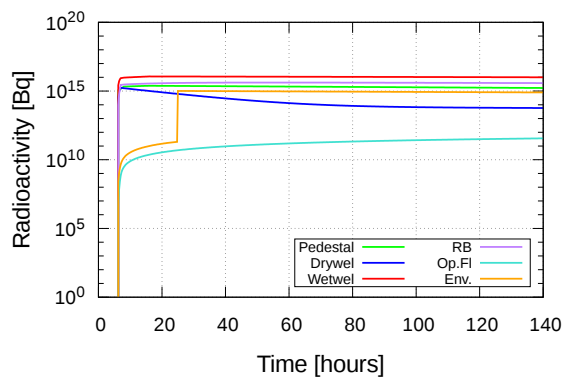


図 E.20: Cs-136 の放射能

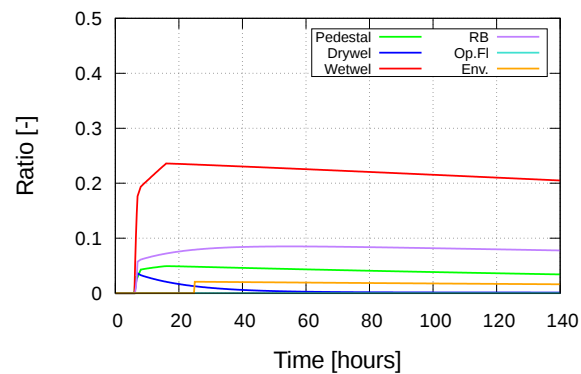


図 E.21: Cs-136 の存在割合

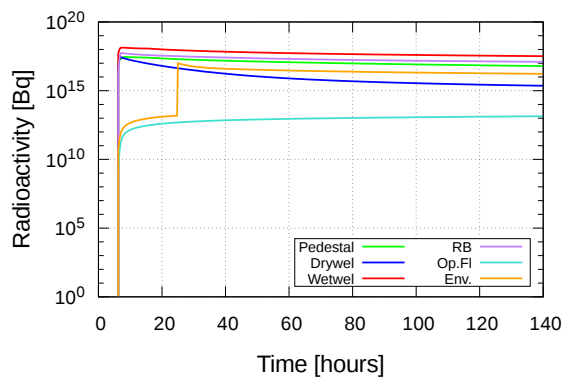


図 E.22: I(元素) の放射能

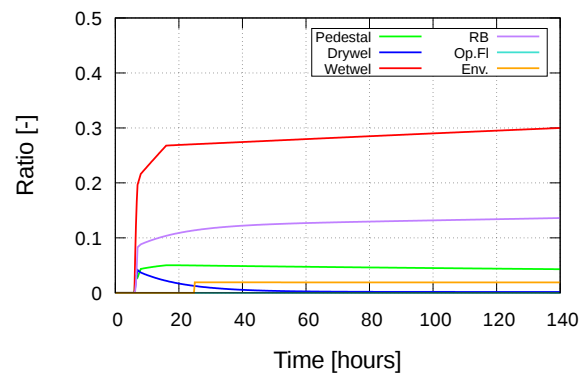


図 E.23: I(元素) の存在割合

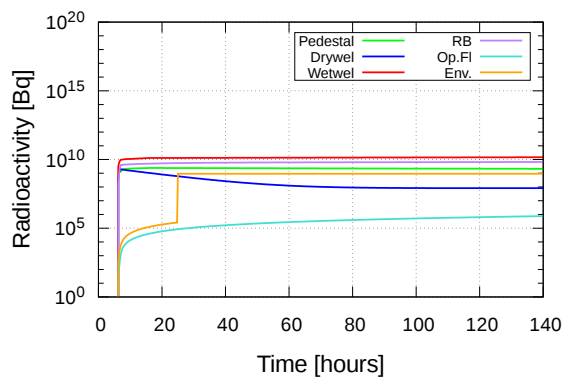


図 E.24: I-129 の放射能

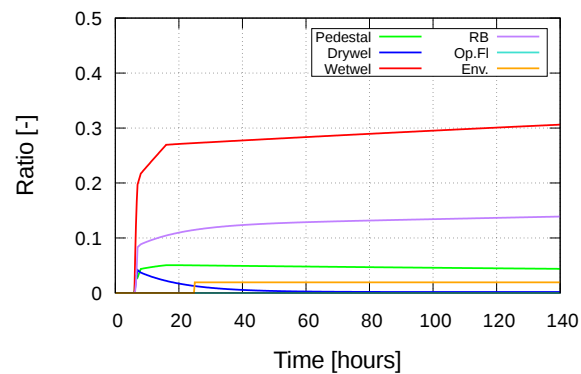


図 E.25: I-129 の存在割合

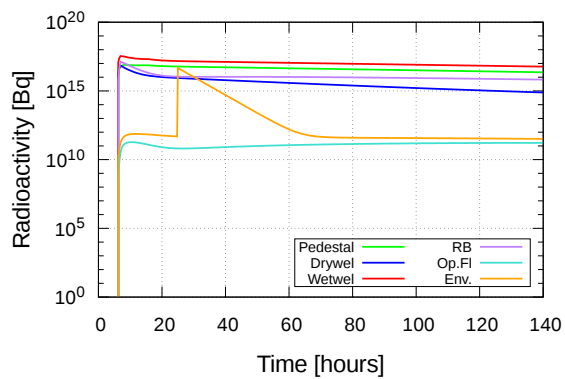


図 E.26: I-132 の放射能

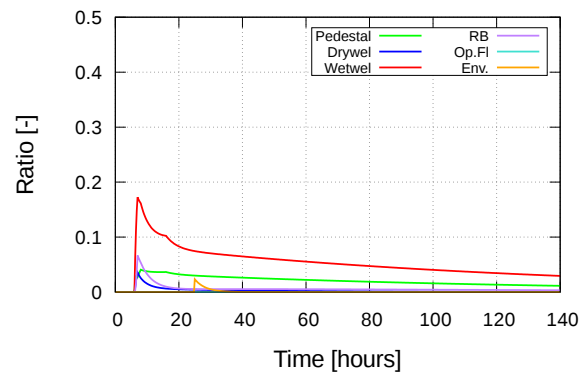


図 E.27: I-132 の存在割合

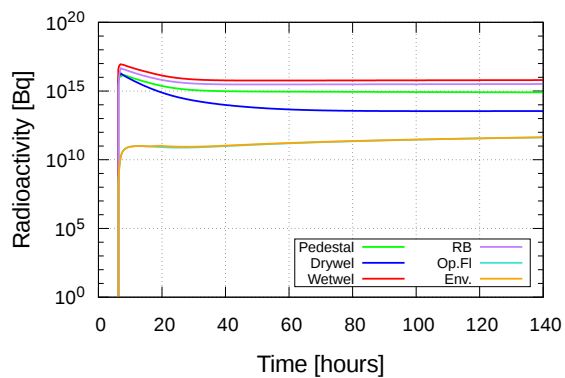


図 E.28: Kr(元素) の放射能

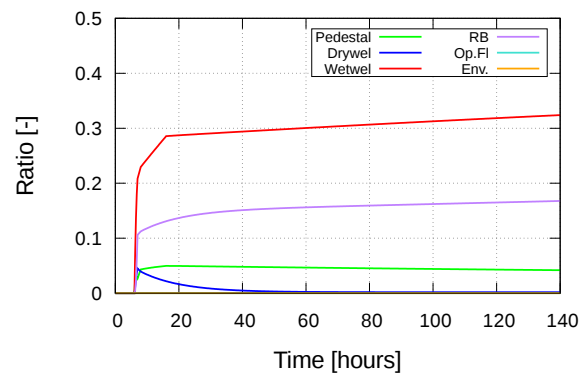


図 E.29: Kr(元素) の存在割合

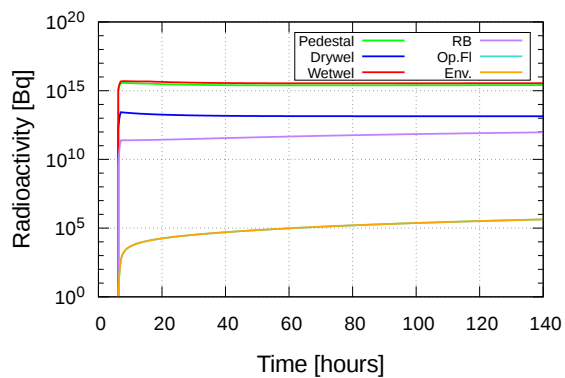


図 E.30: Sr(元素) の放射能

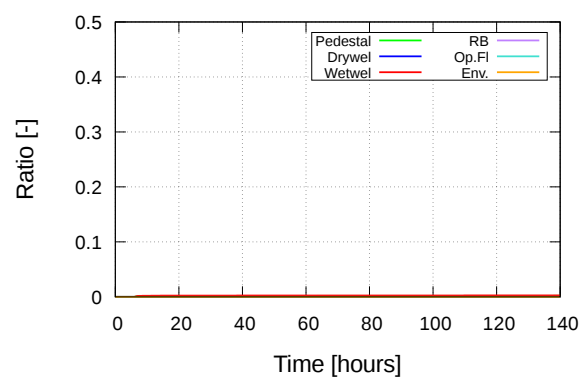


図 E.31: Sr(元素) の存在割合

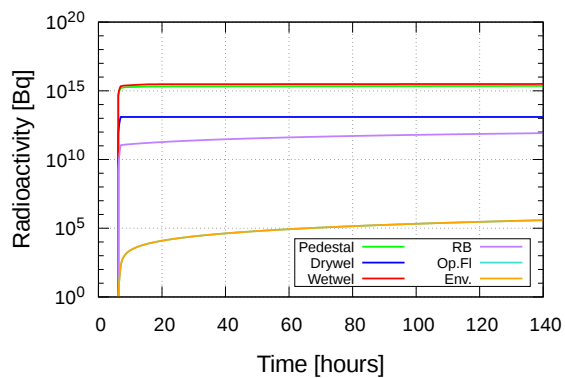


図 E.32: Sr-89 の放射能

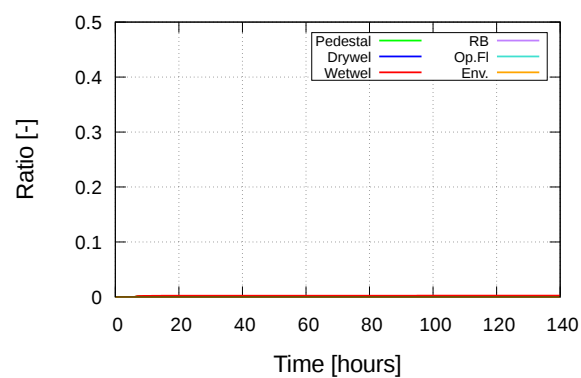


図 E.33: Sr-89 の存在割合

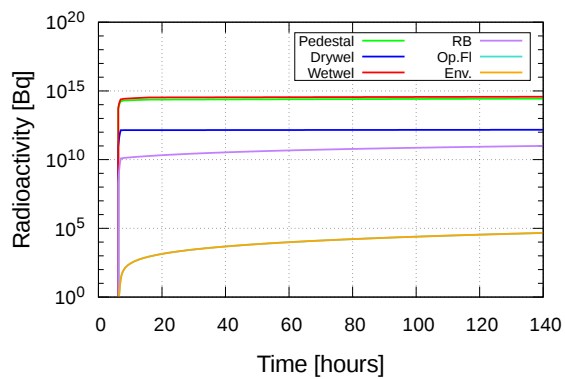


図 E.34: Sr-90 の放射能

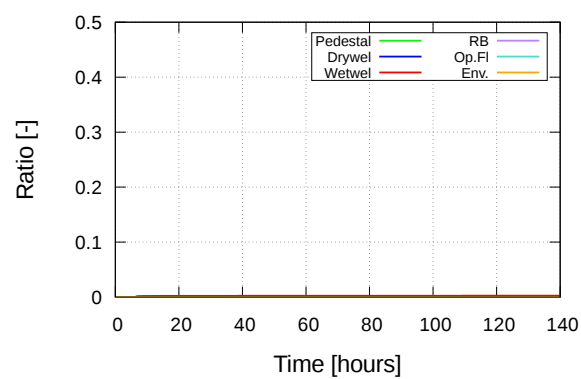


図 E.35: Sr-90 の存在割合

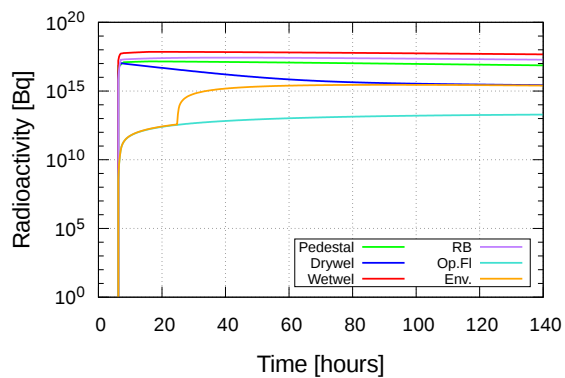


図 E.36: Xe-133 の放射能

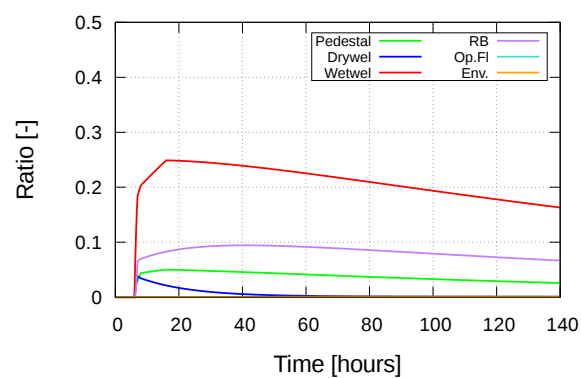


図 E.37: Xe-133 の存在割合

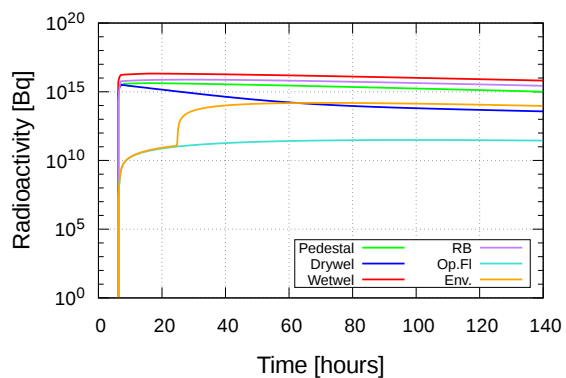


図 E.38: Xe-133m の放射能

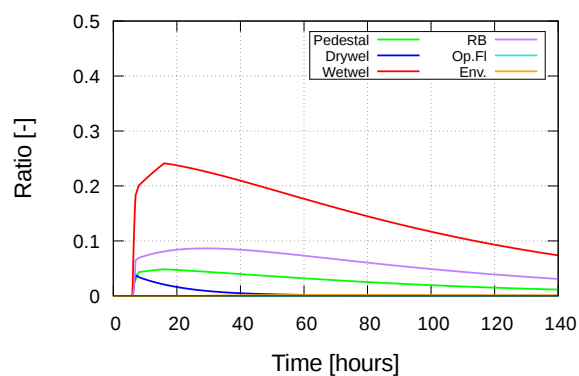


図 E.39: Xe-133m の存在割合

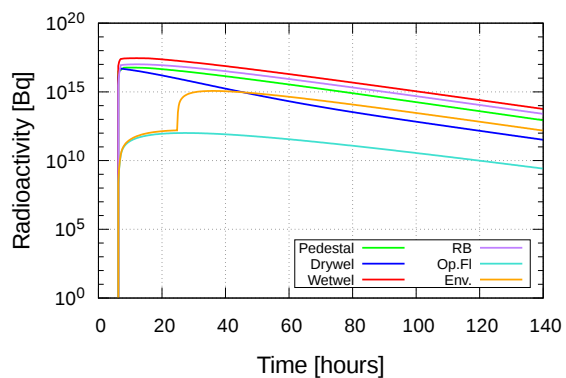


図 E.40: Xe-135 の放射能

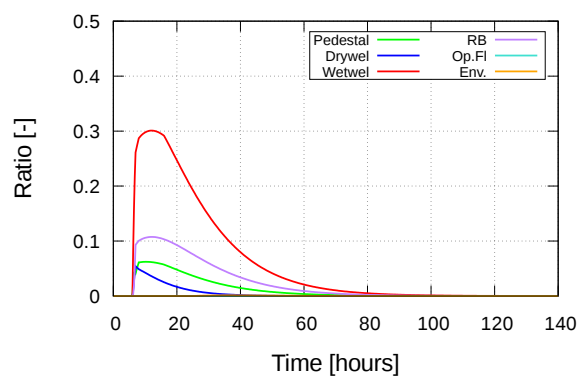


図 E.41: Xe-135 の存在割合

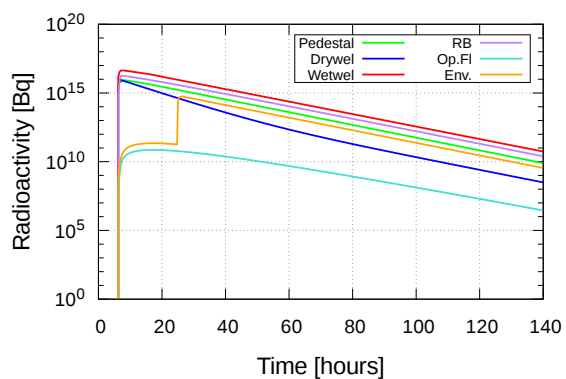


図 E.42: Xe-135m の放射能

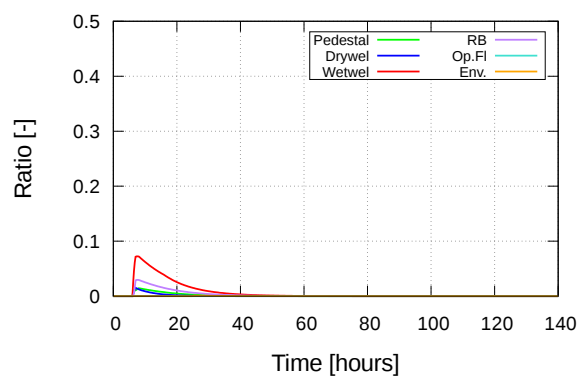


図 E.43: Xe-135m の存在割合

第 4.3 節

解析した各元素と図番は以下の表 E.2 の通りに配置した．また，各図について奇数番目は縦軸が放射能濃度 (Bq/cm³(Bq/ml) 単位) の解析結果，また偶数番目については縦軸が放射能 (Bq 単位) の解析結果を示した．また，表 E.2 について元素としてみた場合の解析結果については各元素記号の後に元素であることを明記した (例えばセシウムの解析結果は Cs(元素) とした)．また，同位体別に解析したものについては例えば Cs-137 などとした．

表 E.2: 各元素と図番号の一覧 (第 4.3 節)

元素 (同位体含む)	図番号
セシウム	
Cs(元素)	図 E.44～図 E.47
Cs-134	図 E.48～図 E.53
Cs-135	図 E.54～図 E.59
Cs-136	図 E.60～図 E.65
Cs-137	図 E.66～図 E.71
ヨウ素	
I(元素)	図 E.72～図 E.77
I-129	図 E.78～図 E.83
I-131	図 E.84～図 E.89
I-132	図 E.90～図 E.95
クリプトン	
Kr(元素)	図 E.96～図 E.101
ストロンチウム	
Sr(元素)	図 E.102～図 E.107
Sr-89	図 E.108～図 E.113
Sr-90	図 E.114～図 E.119
キセノン	
Xe(元素)	図 E.120～図 E.125
Xe-133	図 E.126～図 E.131
Xe-135	図 E.132～図 E.137

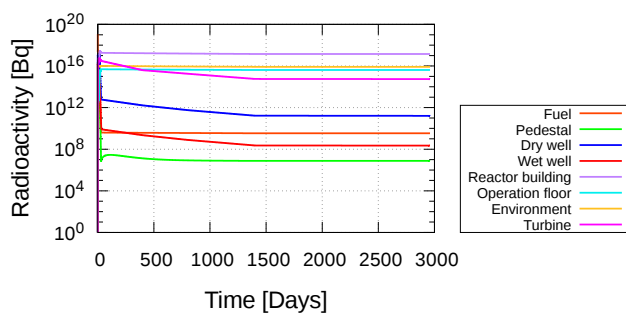


図 E.44: Cs(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

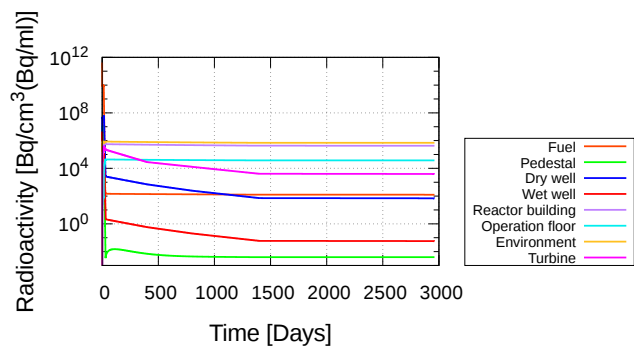


図 E.45: Cs(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

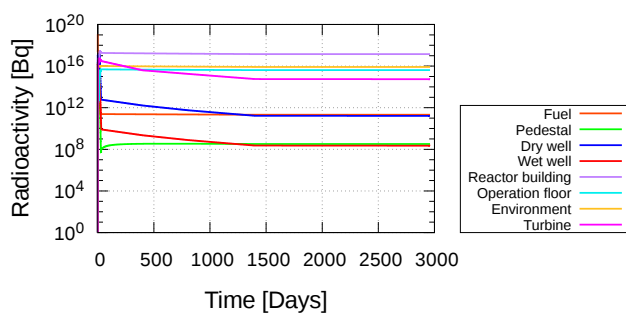


図 E.46: Cs(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

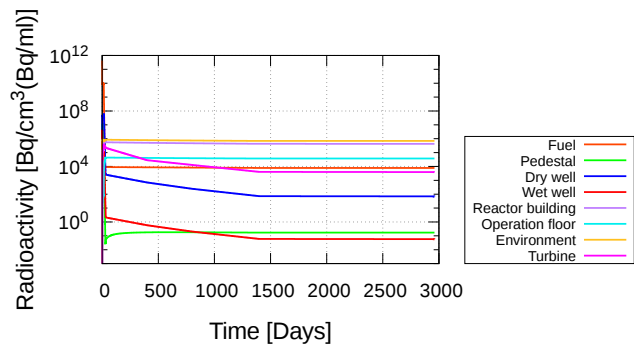


図 E.47: Cs(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

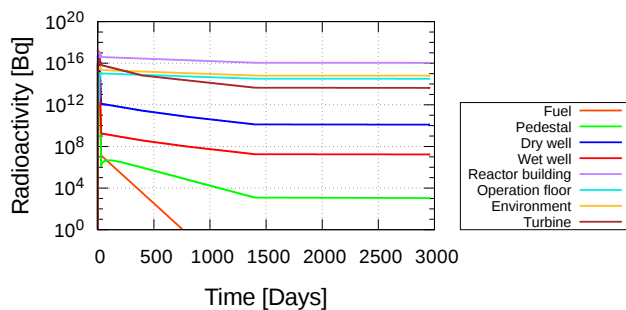


図 E.48: Cs-134・自発核分裂無し

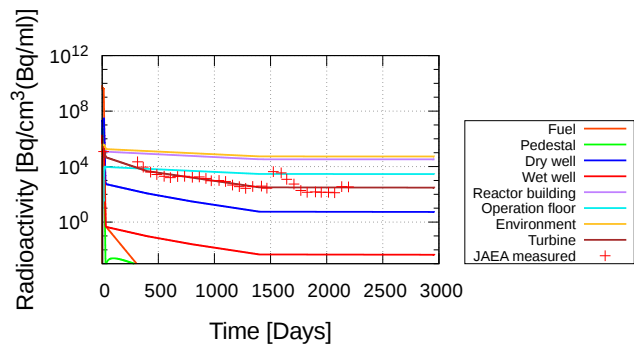


図 E.49: Cs-134・自発核分裂無し

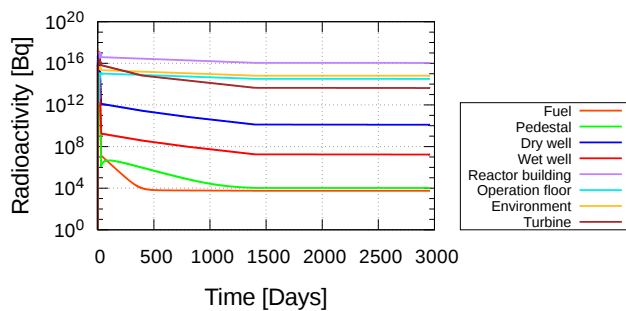


図 E.50: Cs-134・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

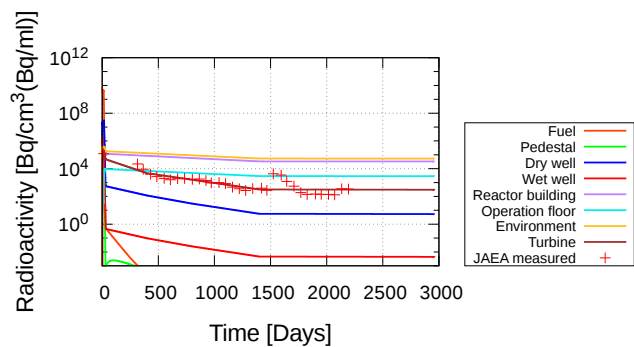


図 E.51: Cs-134・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

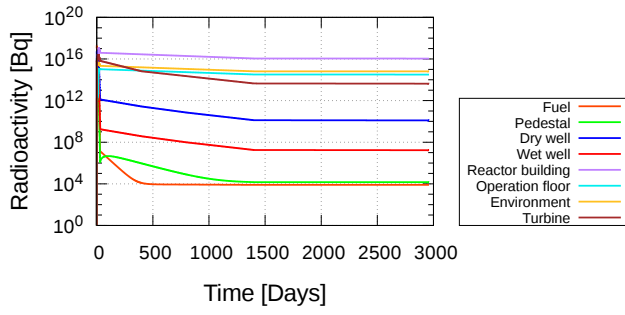


図 E.52: Cs-134 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

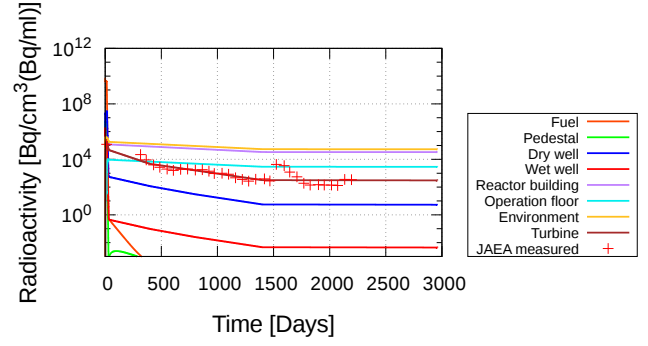


図 E.53: Cs-134 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

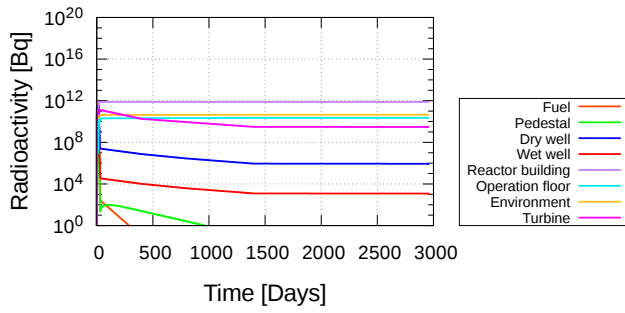


図 E.54: Cs-135 ・ 自発核分裂無し

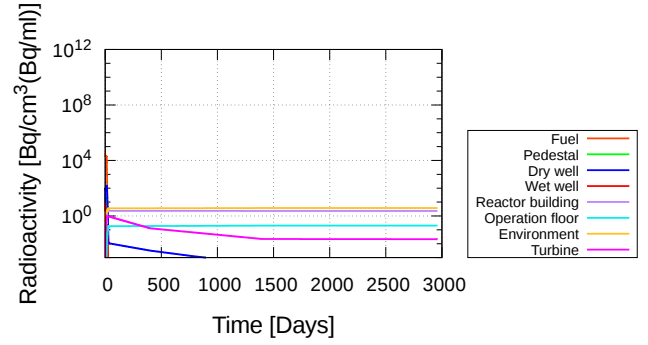


図 E.55: Cs-135 ・ 自発核分裂無し

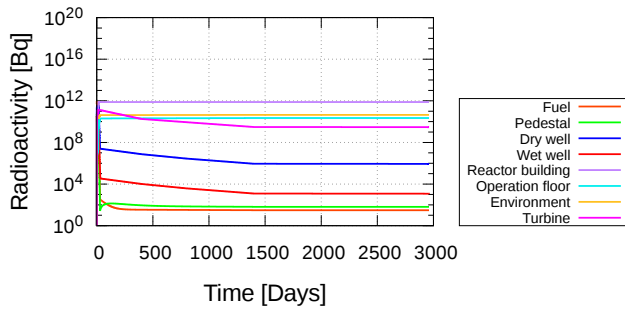


図 E.56: Cs-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

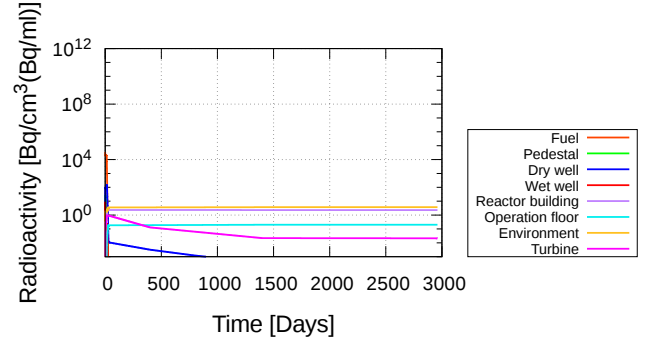


図 E.57: Cs-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

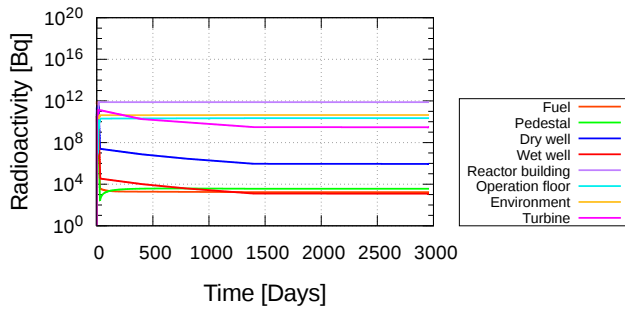


図 E.58: Cs-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

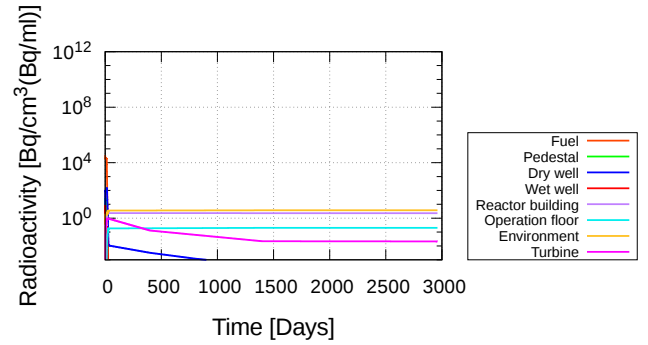


図 E.59: Cs-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

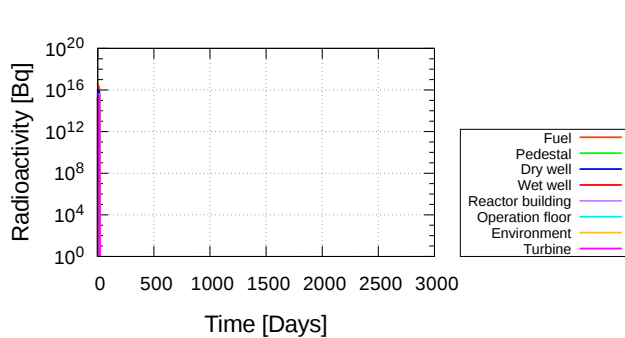


図 E.60: Cs-136 ・ 自発核分裂無し

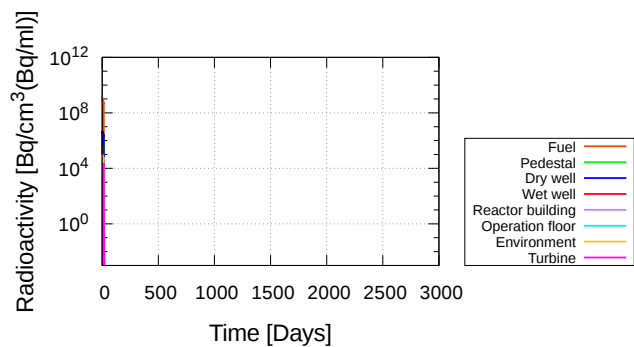


図 E.61: Cs-136 ・ 自発核分裂無し

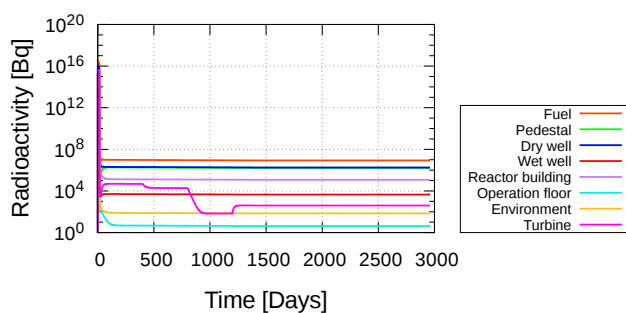


図 E.62: Cs-136 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

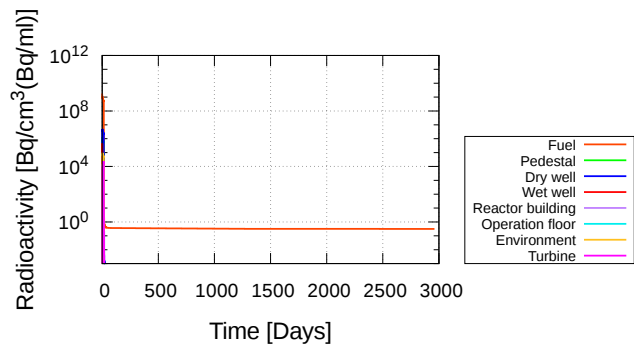


図 E.63: Cs-136 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

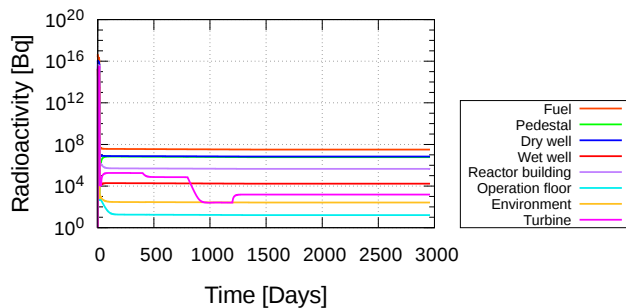


図 E.64: Cs-136 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

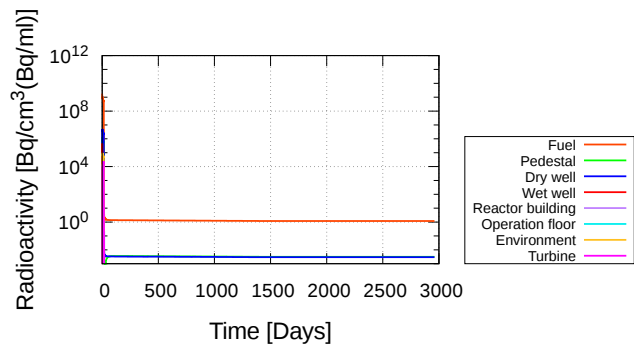


図 E.65: Cs-136 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

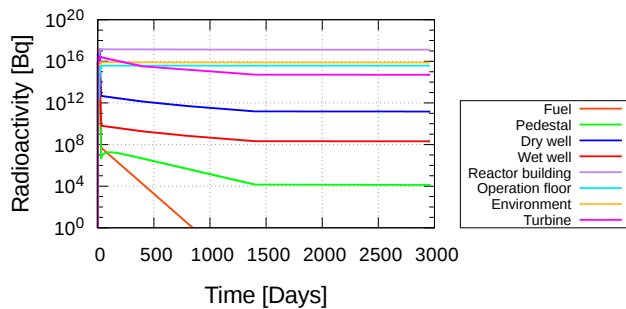


図 E.66: Cs-137 ・ 自発核分裂無し

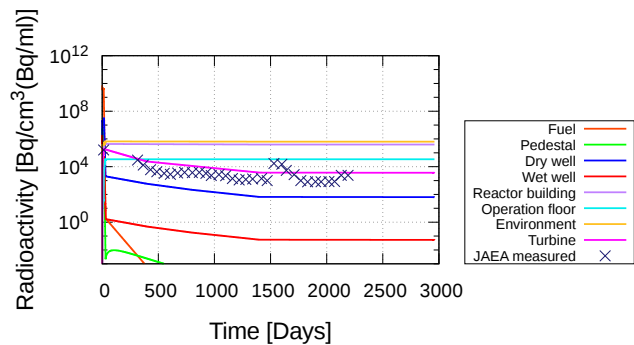


図 E.67: Cs-137 ・ 自発核分裂無し

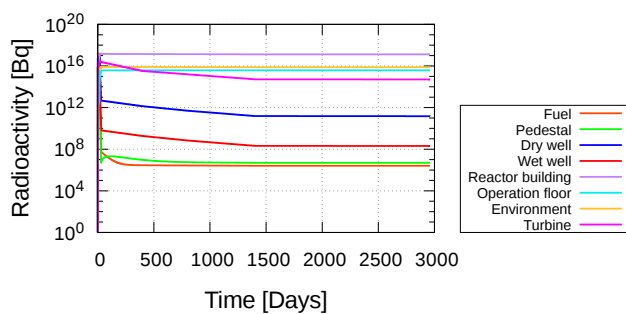


図 E.68: Cs-137 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

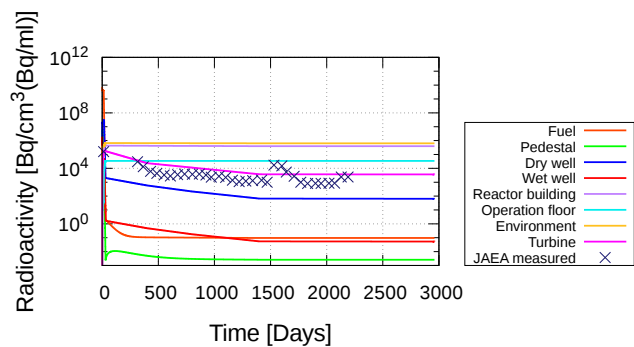


図 E.69: Cs-137 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

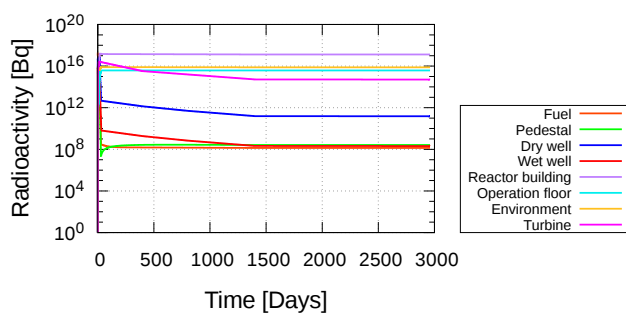


図 E.70: Cs-137 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

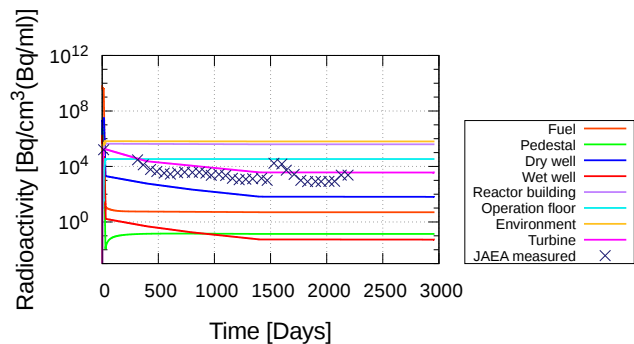


図 E.71: Cs-137 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

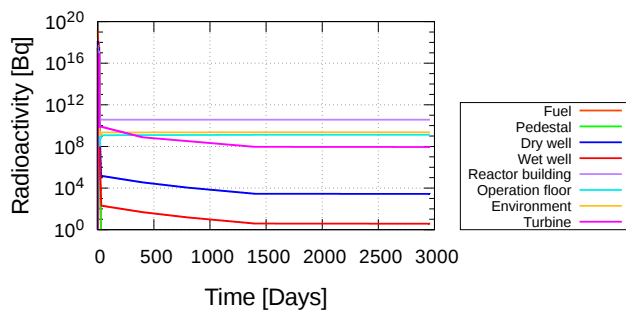


図 E.72: I(元素) ・ 自発核分裂無し

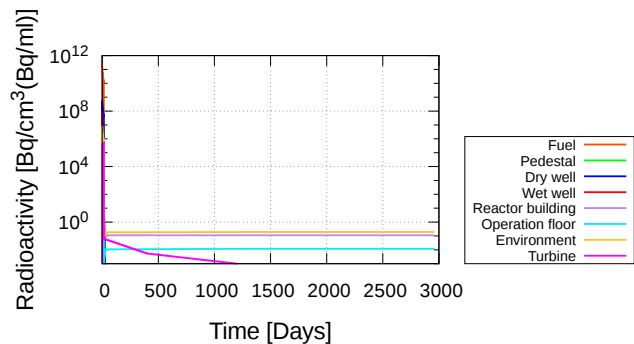


図 E.73: I(元素) ・ 自発核分裂無し

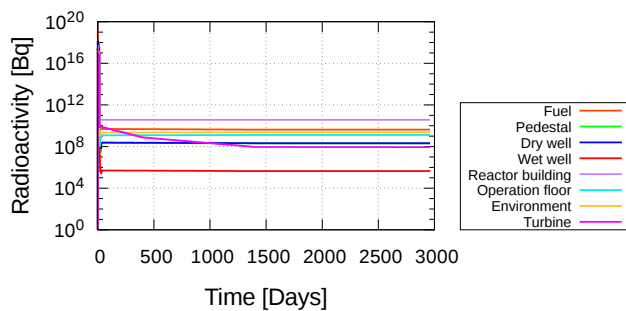


図 E.74: I(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

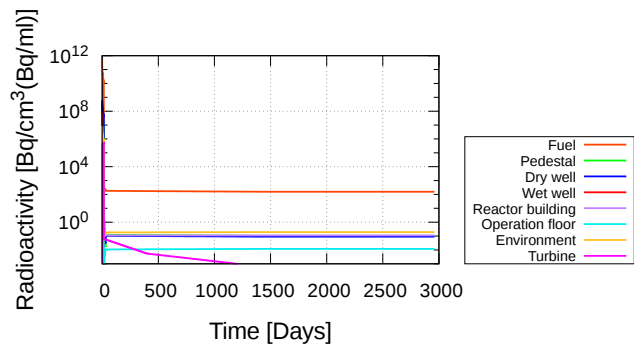


図 E.75: I(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

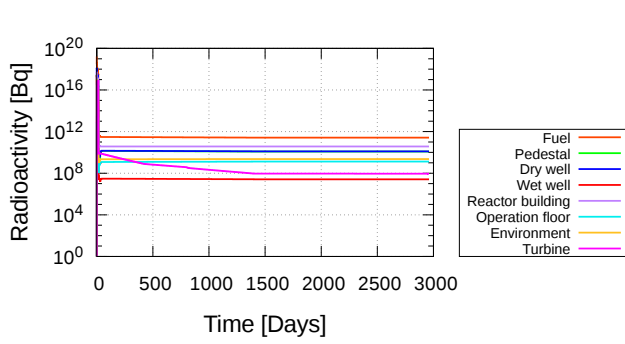


図 E.76: I(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

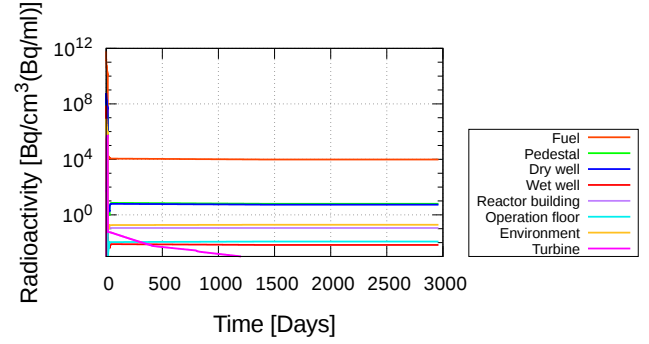


図 E.77: I(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

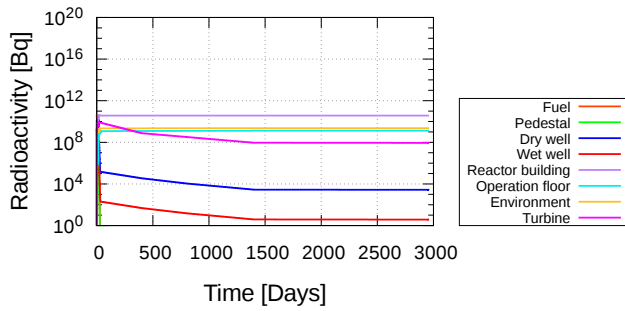


図 E.78: I-129・自発核分裂無し

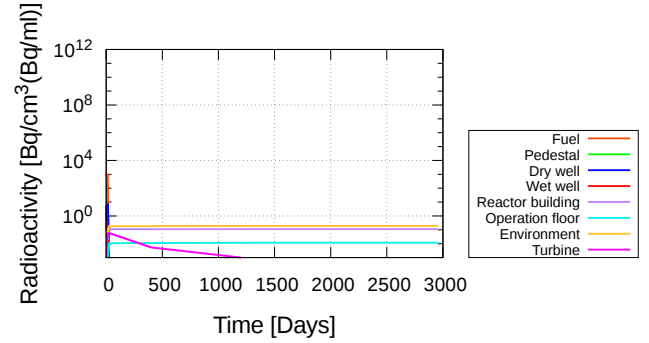


図 E.79: I-129・自発核分裂無し

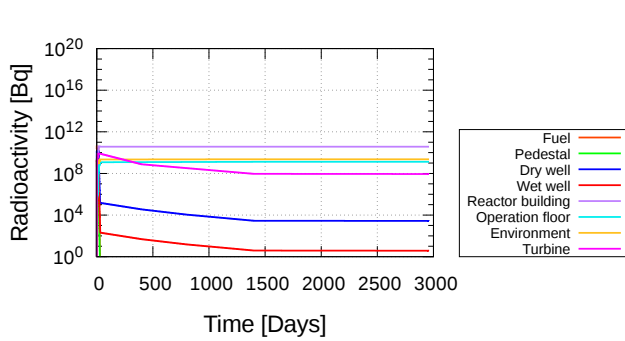


図 E.80: I-129・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

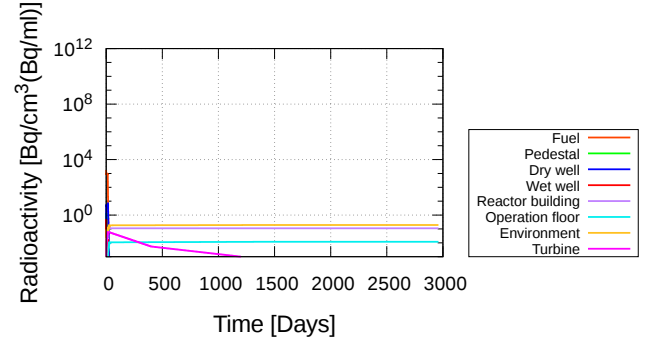


図 E.81: I-129・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

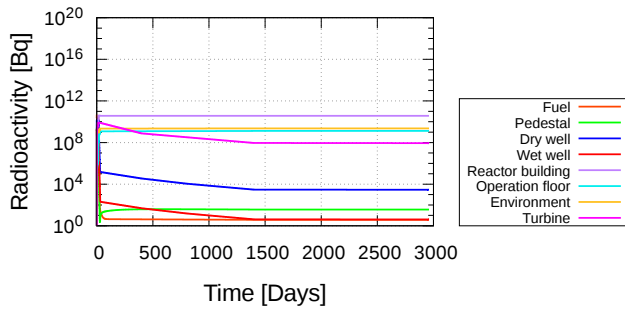


図 E.82: I-129・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

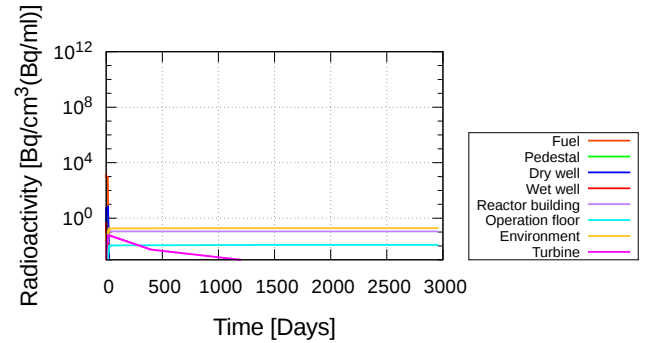


図 E.83: I-129・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

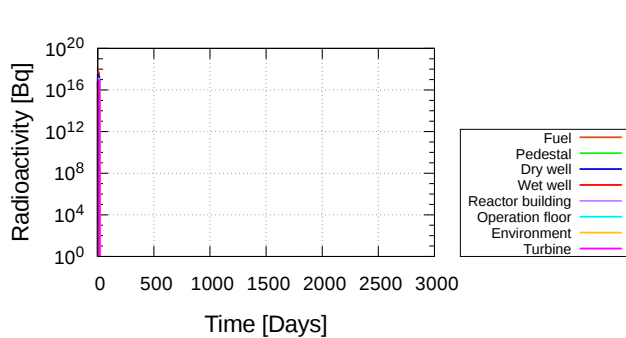


図 E.84: I-131 ・ 自発核分裂無し

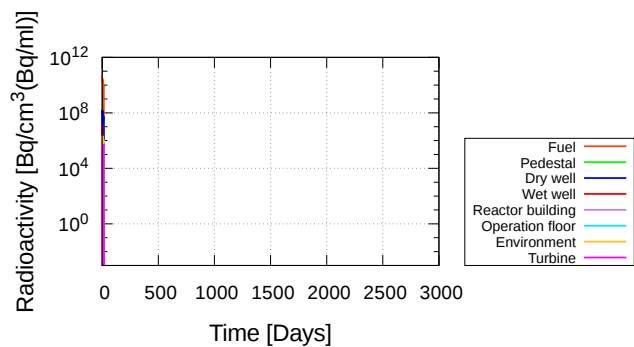


図 E.85: I-131 ・ 自発核分裂無し

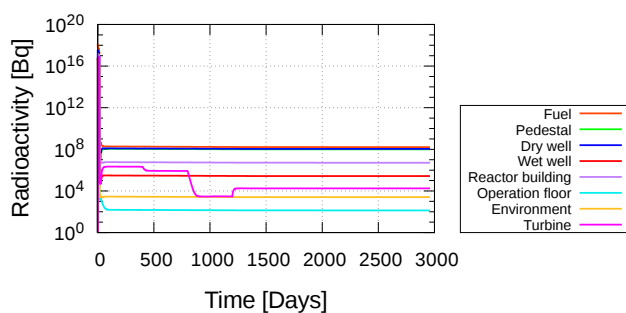


図 E.86: I-131 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

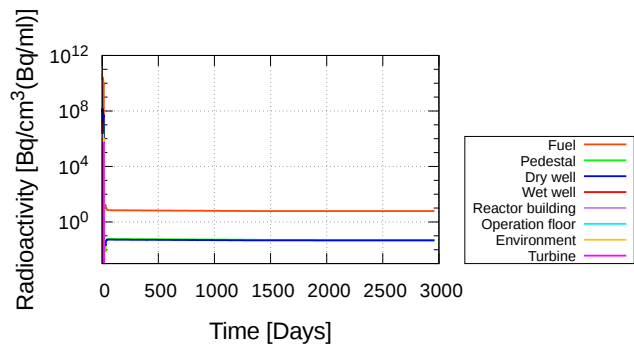


図 E.87: I-131 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

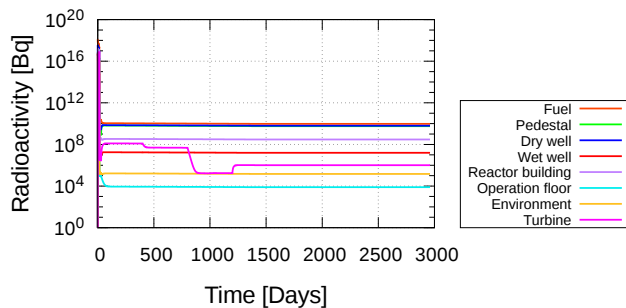


図 E.88: I-131 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

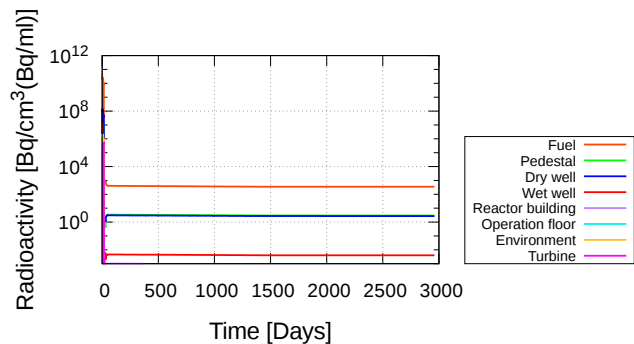


図 E.89: I-131 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

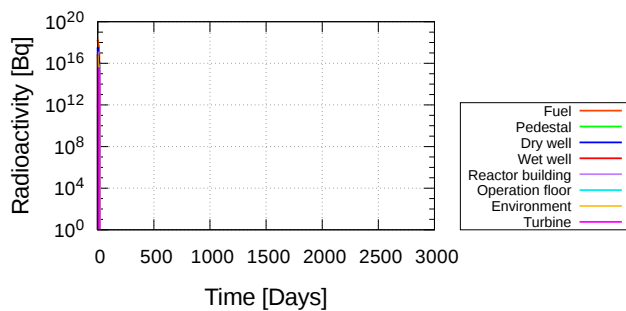


図 E.90: I-132 ・ 自発核分裂無し

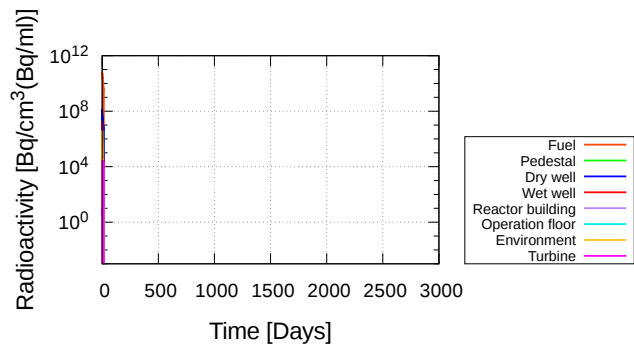


図 E.91: I-132 ・ 自発核分裂無し

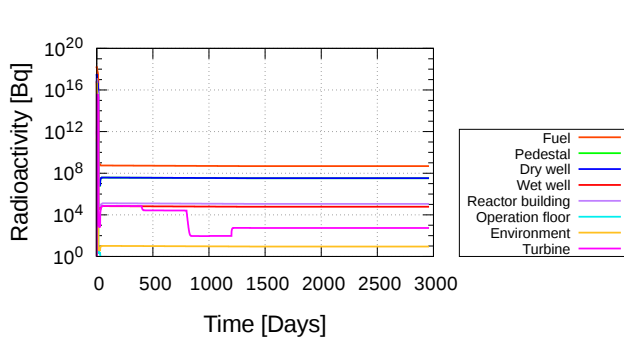


図 E.92: I-132 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

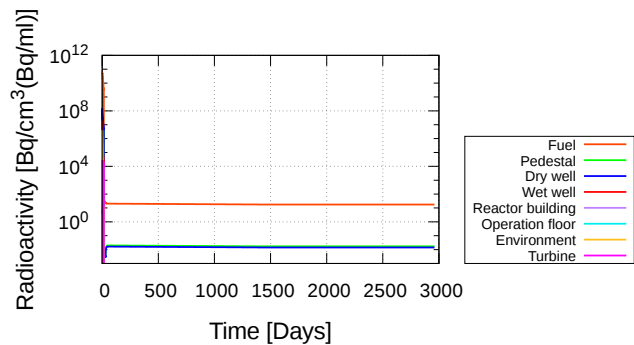


図 E.93: I-132 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

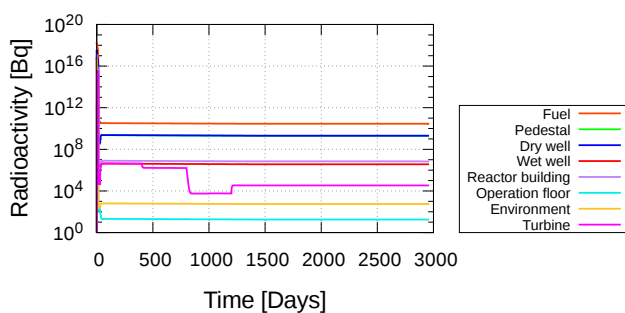


図 E.94: I-132 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

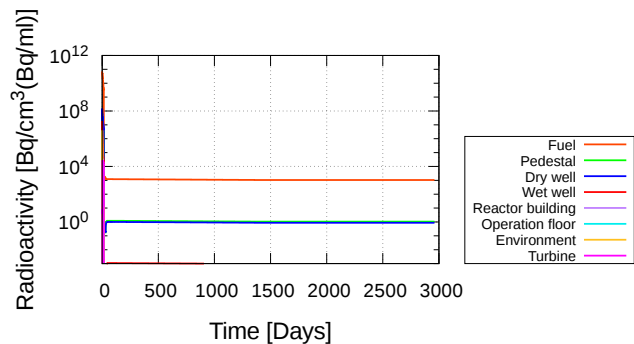


図 E.95: I-132 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

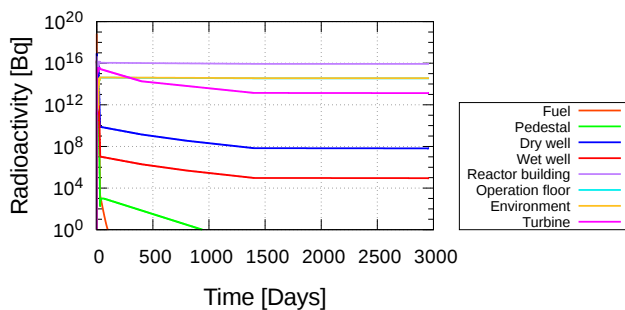


図 E.96: Kr(元素) ・ 自発核分裂無し

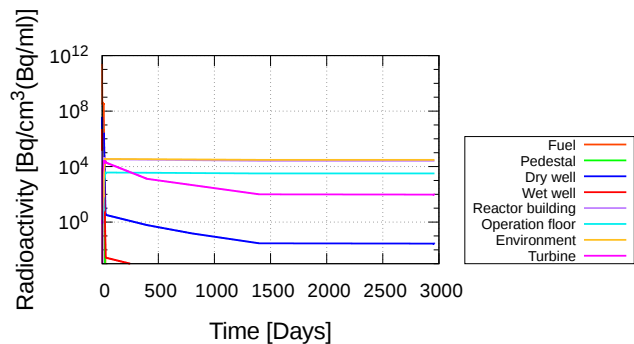


図 E.97: Kr(元素) ・ 自発核分裂無し

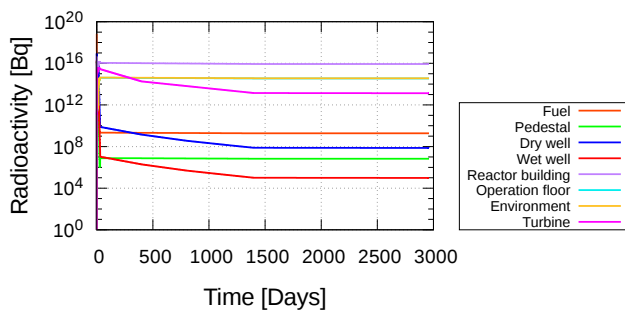


図 E.98: Kr(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

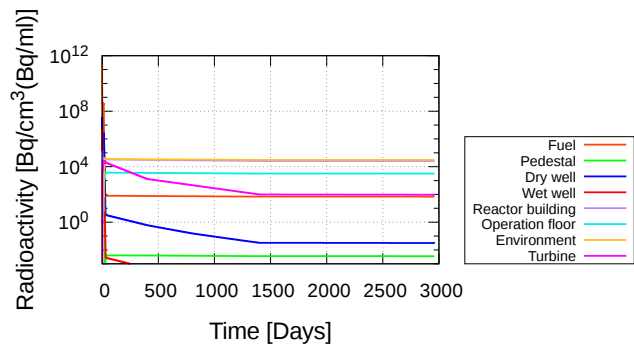


図 E.99: Kr(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

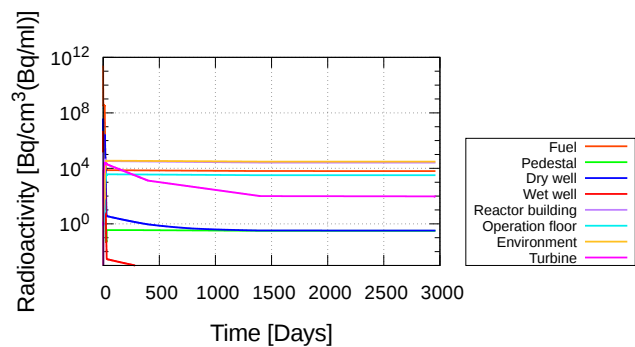
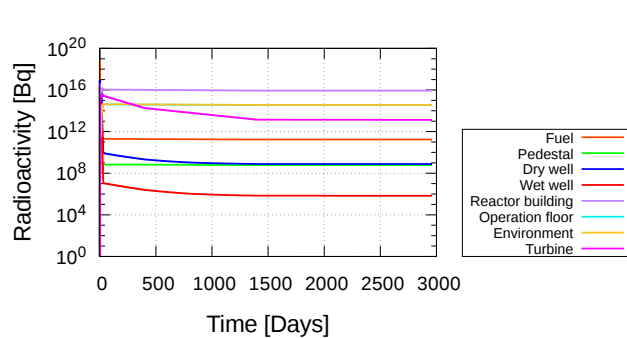


図 E.100: Kr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

図 E.101: Kr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

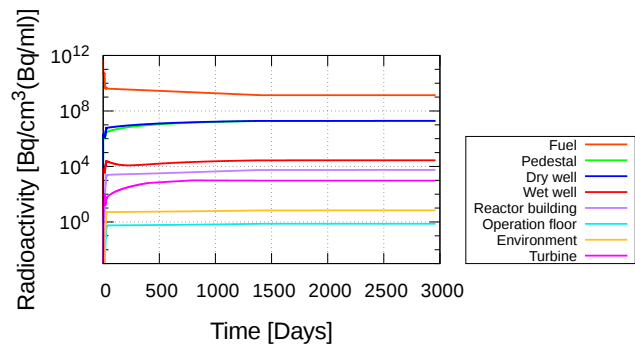
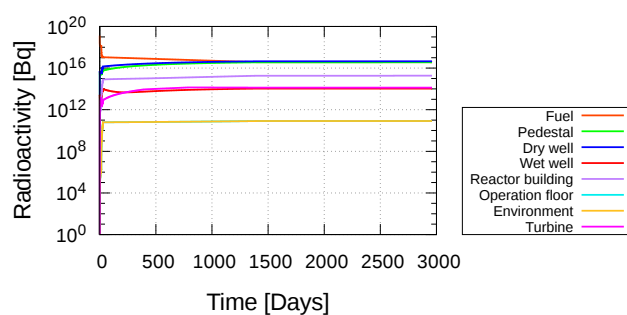


図 E.102: Sr(元素)・自発核分裂無し

図 E.103: Sr(元素)・自発核分裂無し

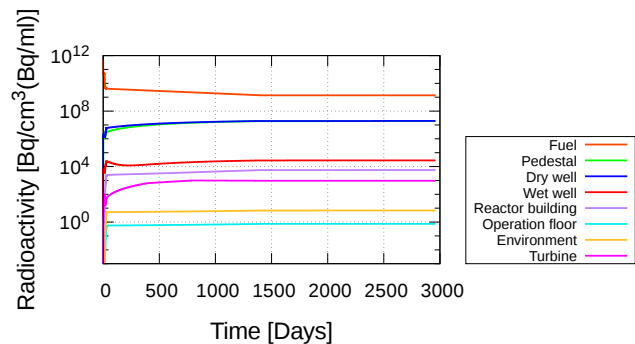
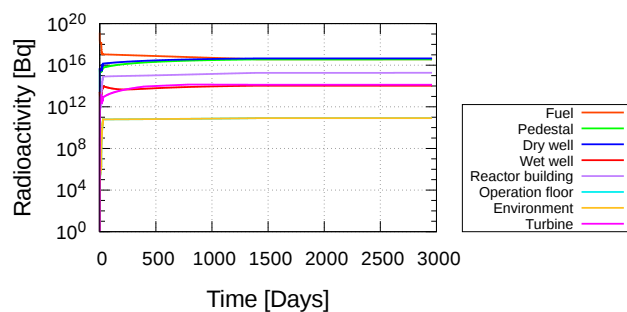


図 E.104: Sr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

図 E.105: Sr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

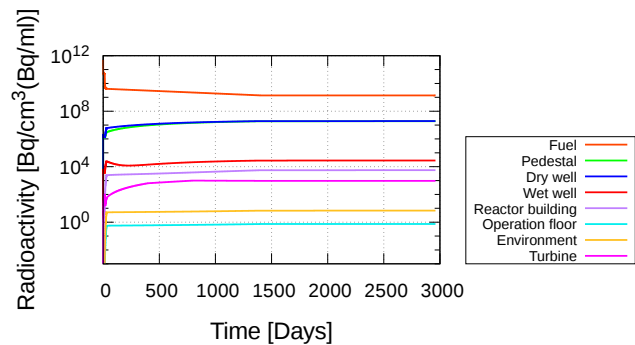
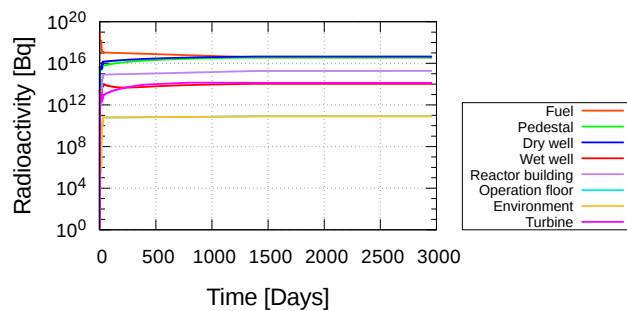


図 E.106: Sr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

図 E.107: Sr(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

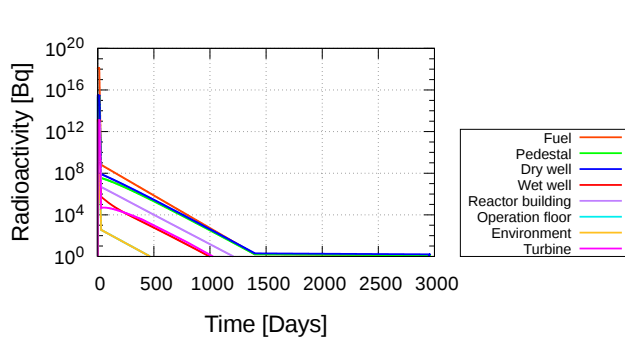


図 E.108: Sr-89・自発核分裂無し

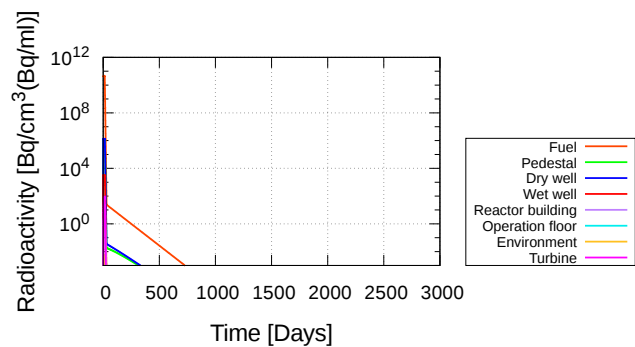


図 E.109: Sr-89・自発核分裂無し

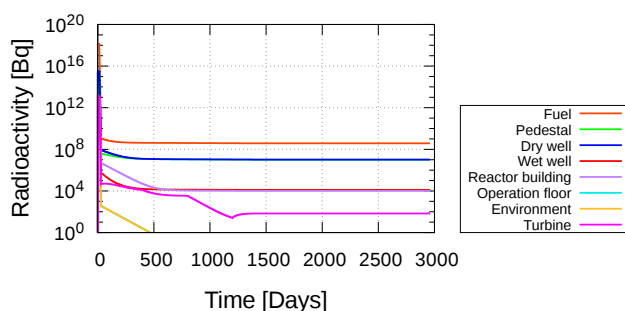


図 E.110: Sr-89・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

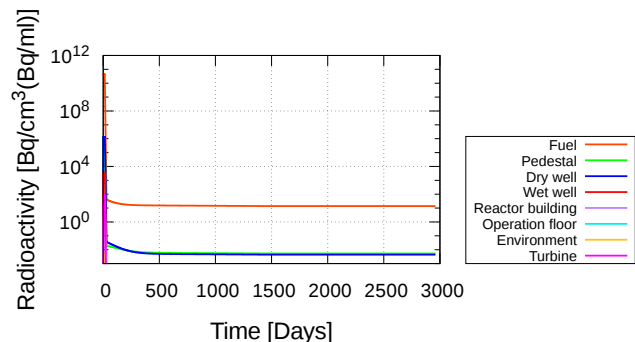


図 E.111: Sr-89・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

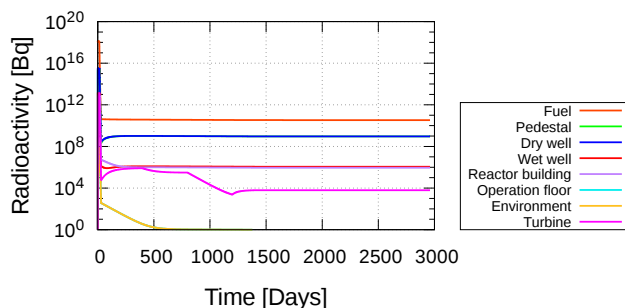


図 E.112: Sr-89・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

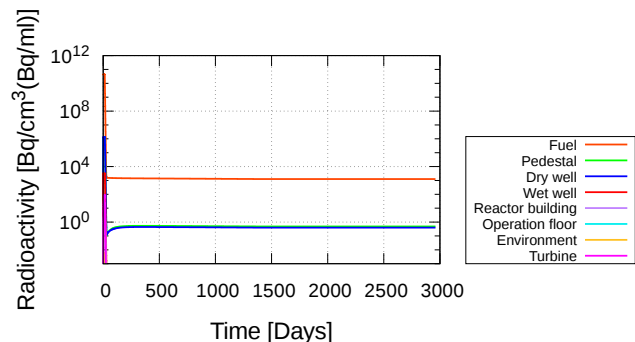


図 E.113: Sr-89・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

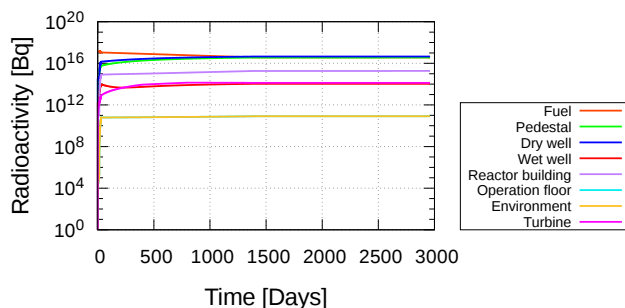


図 E.114: Sr-90・自発核分裂無し

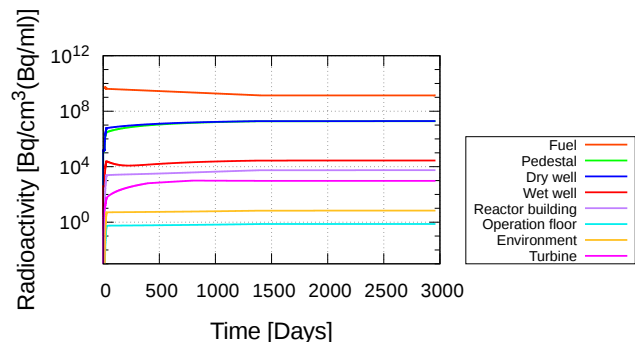


図 E.115: Sr-90・自発核分裂無し

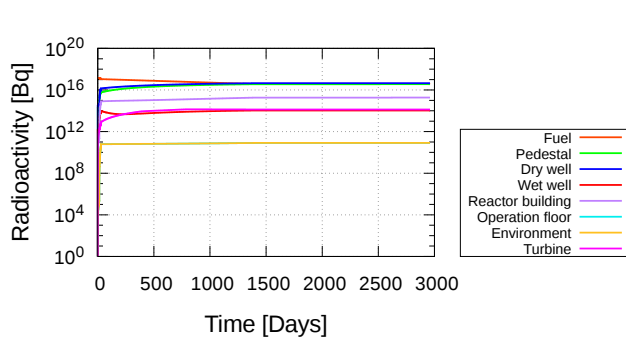


図 E.116: Sr-90 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

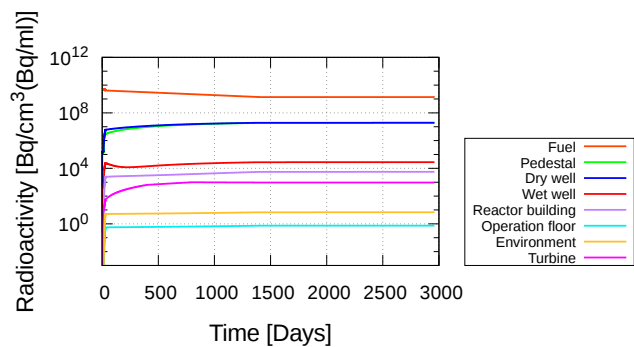


図 E.117: Sr-90 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

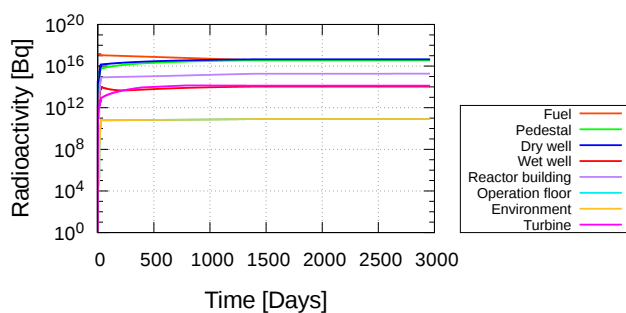


図 E.118: Sr-90 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

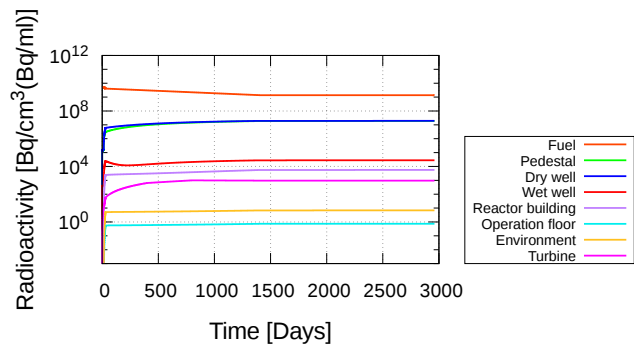


図 E.119: Sr-90 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

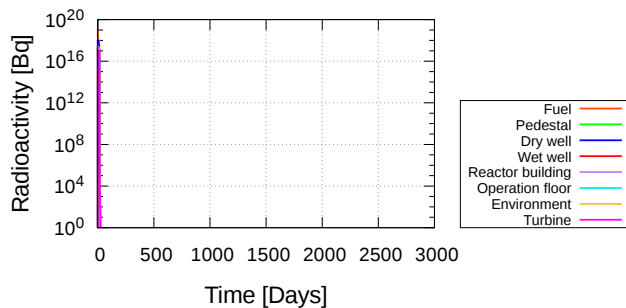


図 E.120: Xe(元素) ・ 自発核分裂無し

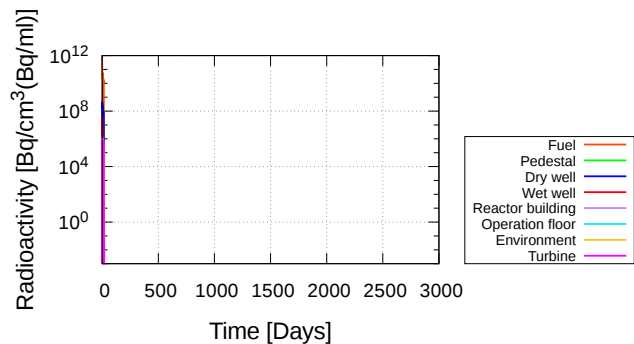


図 E.121: Xe(元素) ・ 自発核分裂無し

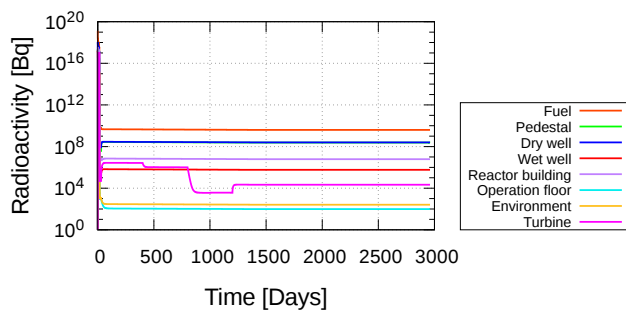


図 E.122: Xe(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

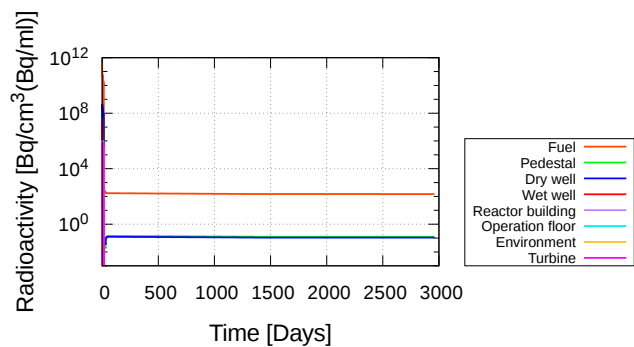


図 E.123: Xe(元素) ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

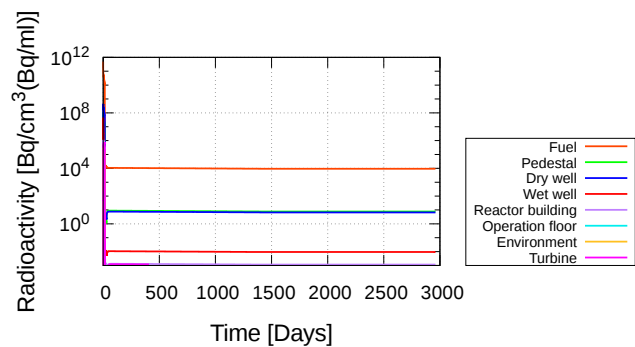
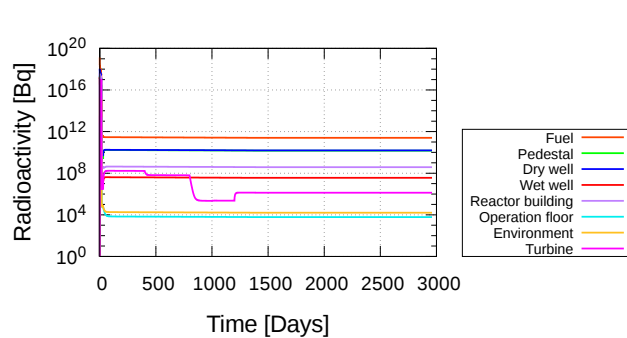


図 E.124: Xe(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

図 E.125: Xe(元素)・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

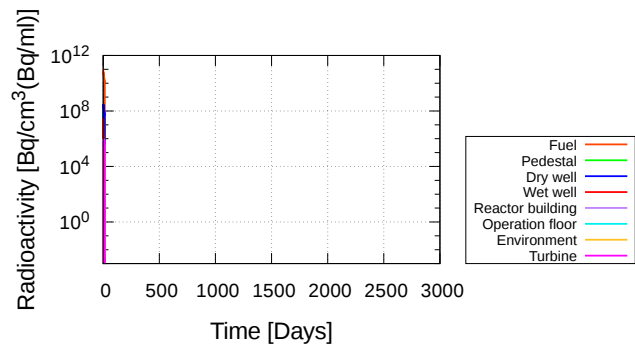
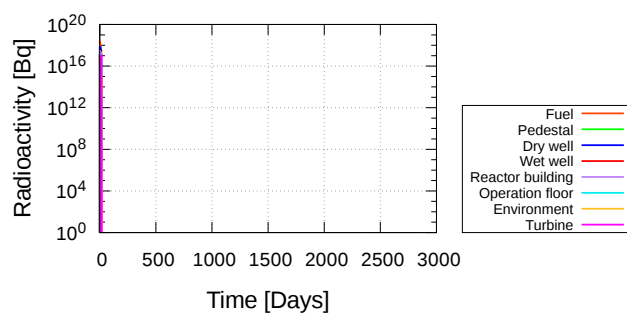


図 E.126: Xe-133・自発核分裂無し

図 E.127: Xe-133・自発核分裂無し

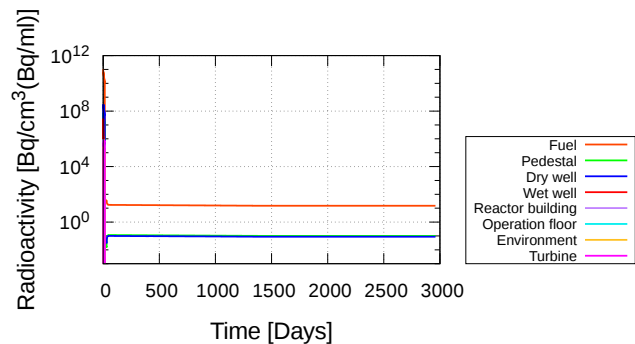
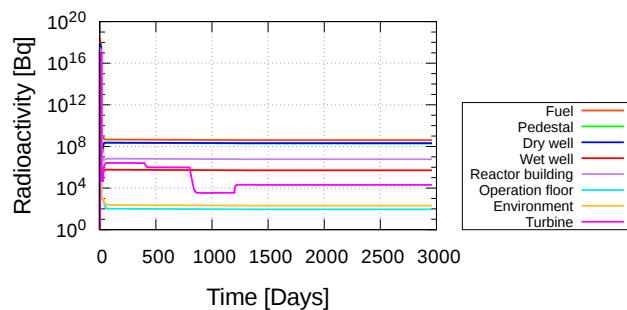


図 E.128: Xe-133・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

図 E.129: Xe-133・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

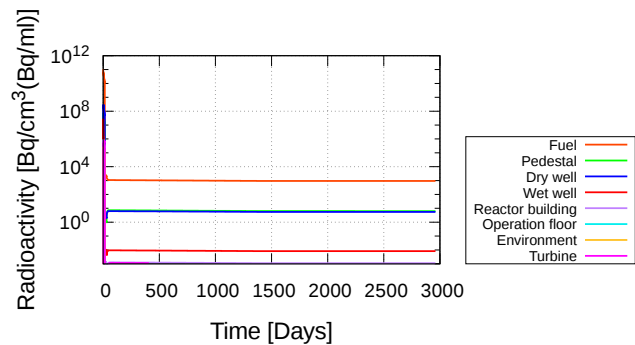
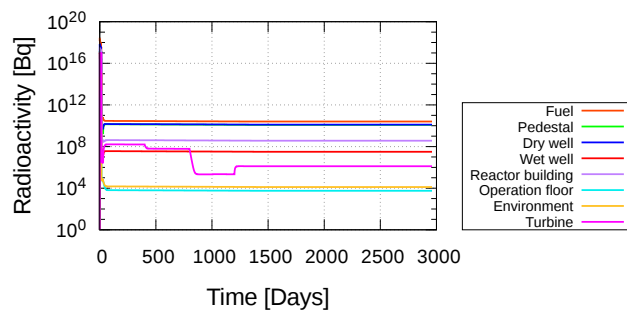


図 E.130: Xe-133・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

図 E.131: Xe-133・自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

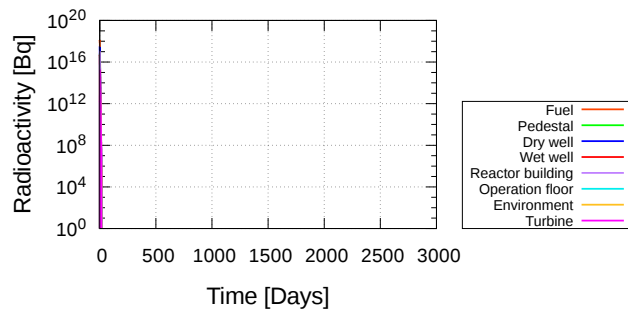


図 E.132: Xe-135 ・ 自発核分裂無し

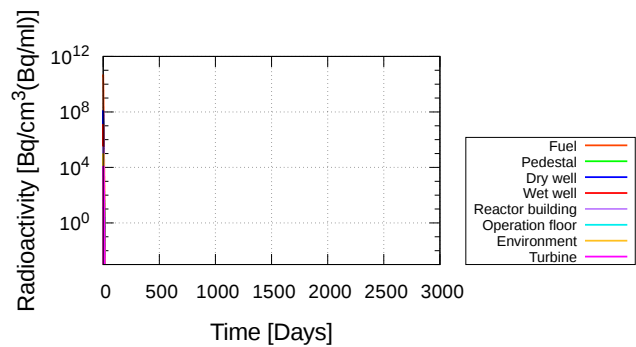


図 E.133: Xe-135 ・ 自発核分裂無し

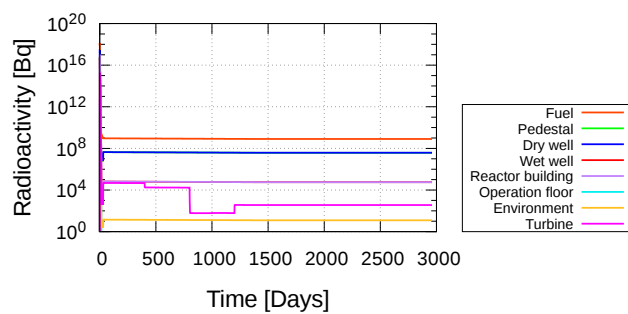


図 E.134: Xe-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

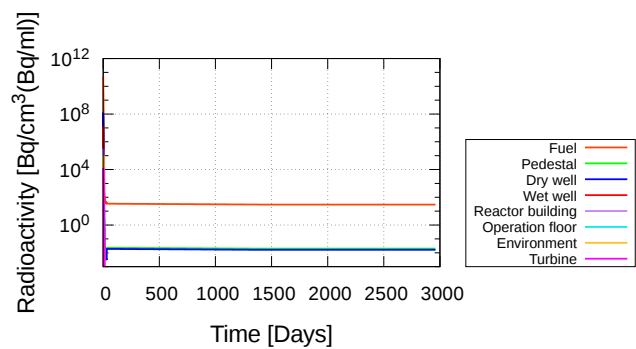


図 E.135: Xe-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.50$)

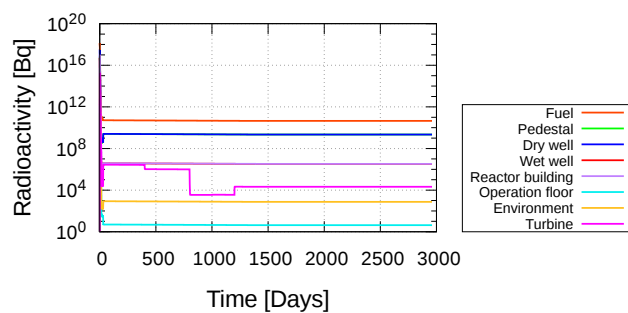


図 E.136: Xe-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)

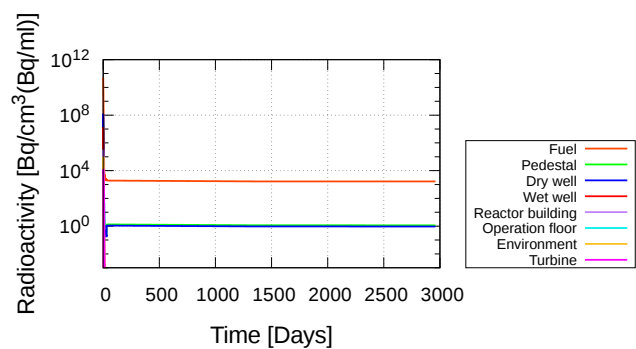


図 E.137: Xe-135 ・ 自発核分裂有り ($k_{\text{eff}} = 0.99$)